

保安規定変更に係る基本方針

抜粋

令和 年 月

東北電力株式会社
東京電力ホールディングス株式会社
中部電力株式会社
北陸電力株式会社
中国電力株式会社
日本原子力発電株式会社
電源開発株式会社

改定履歴

作成 . . . 令和元年 5 月 9 日

改定 1 . . . 令和元年 6 月 11 日

改定 2 . . . 令和元年 7 月 9 日

改定 3 . . . 令和元年 8 月 1 日

改定 4 . . . 令和 4 年 9 月 15 日

改定 5 . . . 令和 年 月 日

2. 新規制基準における要求事項

新規制基準における保安規定に規定すべき法令上の要求事項としては、原子炉等規制法、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」（以下、「実用炉規則」という。）及びこれらの法令をもとにした具体的な事項について「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（以下、「設置許可基準規則」という。）、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下、「技術基準規則」という。）、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」（以下、「技術的能力審査基準」という。）及び「実用発電用原子炉及びその附属施設における発電用原子炉施設保安規定の審査基準」（以下、「保安規定審査基準」という。）等により定められている。

2.1 保安規定に規定すべき項目について

原子炉設置者は、保安規定第1条（目的）に「保安活動を定め、核燃料物質若しくは核燃料物質によって汚染された物（以下、「核燃料物質等」という。）又は原子炉による災害の防止を図ることを目的とする。」旨を規定している。この目的を達成するため、また「実用発電用原子炉施設保安規定の審査について（内規）」（以下、「旧保安規定審査内規」という。）（旧原子力安全・保安院制定）に定められている要求事項を満足するため、原子炉設置者は、実施すべき保安活動内容を保安規定及び保安規定に定めるQMSに係る社内規定（以下、「下部規定」という。）に規定し遵守してきた。保安活動の具体的な内容は以下のとおりである。

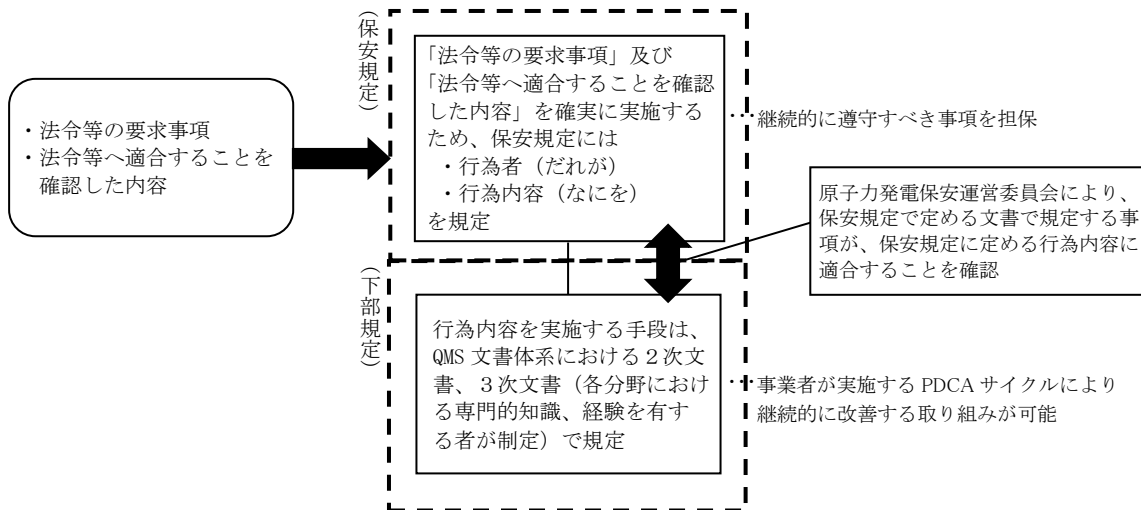
- ・ 従事者への保安教育の実施方針、内容等
- ・ 原子炉施設の保守管理に関すること
- ・ 原子炉施設の品質保証に関すること
- ・ 原子炉施設の定期的な評価（定期安全レビュー）に関すること 等

新規制基準の施行により旧保安規定審査内規から保安規定審査基準へ変更され内容も一部見直されたことから、旧保安規定審査内規から保安規定審査基準へ変更された事項を整理し保安規定に反映すべき項目のうち詳細検討が必要なもの（原子炉設置（変更）許可申請書で確認された原子炉施設の安全性が、運転段階においても継続して確保されることを担保するために必要な事項（原子炉設置（変更）許可申請書の成立性の根拠となる事項）に該当すると考えられるもの）を論点として抽出した。また、旧保安規定審査内規から変更のない部分も含めて新規制基準の施行による影響の有無を確認し、影響のあるものについて保安規定へ反映すべき項目の論点として合わせて整理した。（添付資料－1）

これら法令上及び保安規定審査基準等の要求事項の変更を踏まえ、原子炉設置者は論点ごとに保安規定へ反映すべき項目を整理し、必要な改正、制定を行ったうえで引き続きこれらを遵守する。

2.2 保安規定及び下部規定に記載すべき事項の考え方について

保安規定及び下部規定に記載すべき事項の考え方について第 2.2-1 図に示し、以下に詳細な説明を記載する。



第 2.2-1 図 保安規定に記載すべき事項の考え方

2.2.1 保安規定に記載すべき事項について

原子炉設置者は従来から、原子炉等規制法、実用炉規則、発電用原子力設備に関する技術基準等 (以下、「法令等」という。) の要求事項及び法令等へ適合することを確認した内容 (保安管理に係るものに限る。以下、同じ。) については、保安規定第 1 条 (目的) で定める「核燃料物質等又は原子炉による災害の防止を図る」ため原子炉設置者の保安活動として必須の事項であり、原子力発電所の安全性を継続的に確保するうえで原子炉設置者の組織として担保すべき事項であることから、その内容を実施する行為者とその行為内容を保安規定へ記載することとしている。保安規定に定める行為者は、法令等へ適合することを確認した内容の実施について責任を負う責任者となる。

保安規定への記載に当たっては、法令等の要求事項及び法令等に適合することを確認した内容を確実に達成するため、原子炉設置者が管理し実施できる内容の規定とすることが必要である。具体的には、組織の役割分担、文書化する項目と体系 (具体的な運用との紐付け)、力量の維持、適用する外部条件 (運転上の制限等) 及び各条文における要求事項等が該当する。なお、保安規定に規定されている各条文は、基本的にそれぞれが独立した内容を規定しているが、保安規定の全条文をすべて遵守することに

より法令等の要求事項及び法令等に適合することを確認した内容をすべて網羅できる構成としている。

保安規定は、その内容を変更する場合は、変更内容について原子炉設置者の組織としての階層的なチェックを行い、品質マネジメントシステム計画に定める QMS 体系の中で設置される原子力発電保安委員会（委員：原子力・立地本部長、発電所長、原子炉主任技術者、本社及び発電所の特別管理職）において原子炉主任技術者や起案部署以外の特別管理職により審議し確認（保安規定第 6 条）したうえで、最終的には社長の決定により保安規定変更認可申請が行われることから、原子炉設置者内においてもその改正の際は階層的なチェックを受ける文書の位置付けとなっている。このため、保安規定に法令等へ適合することを確認した内容の行為者及び行為内容を定めることにより、原子炉設置者が必要な保安活動を継続的に実施することを担保できると考えられる。

法令等の要求事項に対する行為者、行為内容を保安規定へ規定した具体的な例を、別紙 1 に示す。なお、本資料における保安規定の記載例については、個別の例を除き柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設保安規定の内容を記載している。

2.2.2 下部規定に記載すべき事項について

原子炉設置者が遵守すべき必須事項である法令等へ適合することを確認した行為内容を保安規定に規定し階層的なチェックを受ける仕組みとする一方で、原子炉設置者は保安規定第 3 条（品質マネジメントシステム計画）で定める「原子力発電所の安全を達成・維持・向上させる」ための取り組みを行おうとする際に、保安規定に定める行為の範囲内において保安規定の下部規定に実施手段としての具体的な実施要領を定めている。

具体的には、保安規定に定める行為内容を遂行する実施者及び実施内容を下部規定に規定する。実施者が下部規定に規定されている要領に従い業務を遂行し P D C A サイクルを実施した結果、改善すべき事項が抽出された場合は、各分野の専門的知識や経験を踏まえ文書の改正内容を検討し、保安規定で規定する範囲内において改正することにより問題点を改善する。

下部規定に規定された実施手段が保安規定に定める行為内容に適合することの確認は、発電所長、原子炉主任技術者、発電所の特別管理職が参加する原子力発電保安運営委員会により審議し、確認（保安規定第 7 条）することにより、発電所内における組織としての階層的なチェックを行うこととしている。

2.2.3 新規制基準施行を踏まえた保安規定に記載すべき事項の考え方について

新規制基準の施行により、原子炉等規制法、実用炉規則、設置許可基準規則、技術基準規則及び技術的能力審査基準等が改正又は制定されたことから、これらに定めら

れている新しい要求事項を満足するために、保安規定及び下部規定に新たに記載すべき事項が追加となる。

このうち新規制基準に適合することを確認した内容については、従来の法令等へ適合することを確認した内容と同様、原子炉設置者の組織が実施する保安活動として必須の事項であることから、従来からの考え方に従い、その内容を実施する行為者とその行為内容については保安規定へ記載することが適切であると考える。また下部規定についても、従来からの考え方に従い保安規定に定める行為内容を遂行する実施者及び実施内容を記載し、保安規定で定める行為内容に適合することの確認については原子力発電保安運営委員会により審議し、確認することが適切であると考える。

2.3 上流文書からの要求事項

原子炉設置者は、原子炉施設を設置（変更）しようとする場合は原子炉設置（変更）許可申請を行っている。許可された事項は、原子炉施設の運転管理段階においても遵守すべき事項であり、原子炉設置者はその内容を保安規定及び下部規定に規定し保安活動を行う必要がある。

これら保安規定及び下部規定に規定する事項は、原子炉設置（変更）許可申請書における基本設計との関係では、大きく次の2つに分類されると考えられる。

①基本設計が要求する事項

基本設計において安全解析の前提条件などになっており、設計上、運転管理段階での遵守が要求される事項（運転上の制限などによりその条件に反すると直接的に原子炉設置（変更）許可申請書における設計条件に抵触するような性質のもの）

②基本設計で前提とした運転管理事項

基本設計の妥当性の確認のための前提条件となるものであり、基本設計で前提とした運転管理段階で実現すべき事項（品質保証、保安管理体制、運転管理、燃料管理、放射性廃棄物管理、放射線管理、施設管理、緊急時の措置、保安教育 等）

このうち、「①基本設計が要求する事項」については、運転上の制限（以下、「LC0」という。）を設定する設備等を決定し、LC0を満足していることの確認（サーベイランス）の内容、LC0を満足していない場合に要求される措置及び要求される措置の完了時間（AOT）を適切に設定の上、保安規定に定める。（以下、LC0、サーベイランス、要求される措置及びAOTを合わせて「LC0等」という。）

「②基本設計で前提とした運転管理事項」については、原子炉設置者は、原子炉設置（変更）許可された内容に基づき原子炉施設の運転を行うにあたり、運転管理を行う技術的な能力を、設置（変更）許可された内容（水準）に維持し続ける必要がある。そのため、設置（変更）許可時に約束した運転管理事項（品質保証、保安管理体制、

運転管理、燃料管理、放射性廃棄物管理、放射線管理、施設管理、緊急時の措置、保安教育 等) の運用について保安規定及び下部規定に定める。

保安規定及び下部規定に定める具体的事項は、設置(変更)許可された事項のうち実用炉規則第9 2条に定める保安規定に規定すべき事項とされている内容に基づき規定する。「①基本設計が要求する事項」、「②基本設計で前提とした運転管理事項」として保安規定に規定した例を別紙2に示す。

新規制基準の施行により追加された事項についても、以下のとおり上記の考え方を踏まえて分類したうえで保安規定及び下部規定に必要な事項を記載することができると考える。

「①基本設計が要求する事項」については、新規制基準を踏まえ新たに設置した設備のうち LCO 等の設定が必要な設備について、従来通り保安規定に LCO 等を設定しその運用を管理する。新たに設置した設備以外に、原子炉設置(変更)許可申請書において行った安全解析の前提条件その他の設計条件、具体的には重大事故等対策の有効性評価に係る成立性確認で行った解析上の時間又は技術的能力審査基準との適合性確認を行った各手順における所要時間、自然災害に対する設計方針として示された設定値(時間、距離等)等についても「①基本設計が要求する事項」に該当する。

従来は、基本設計が要求する事項は保安規定に LCO を設定し、サーベイランスで LCO を満足することを確認する運用により管理してきたが、新規制基準対応で整備した設備及びその運用については、必ずしもサーベイランスで確認できないもの(例えば災害対策要員が各手順に従い実施する作業の所要時間、津波対策として避難に要する時間など)も含まれる。このため、基本設計が要求する事項について LCO 等は設定しないものの保安規定に規定したうえで、これらが継続的に維持できていることを確認するために災害対策要員等に対し定期的に訓練を実施・評価し、必要に応じてさらに改善するなどの保安活動の実施により技術的能力の維持、向上を継続的に行い基本設計が要求する事項を満足することとし、これらの保安活動を保安規定あるいは下部規定に規定する。なお、保安規定及び下部規定に記載すべき事項の区分は、「2.2 保安規定及び下部規定に記載すべき事項の考え方」による。

「②基本設計で前提とした運転管理事項」については、「①基本設計が要求する事項」を満足するための上記保安活動を行う前提条件となる品質保証、保安管理体制、運転管理、燃料管理、放射性廃棄物管理、放射線管理、施設管理、緊急時の措置、保安教育などの保安活動であり、新規制基準を踏まえた対策(例:地震、火災、竜巻、津波、溢水、火山、重大事故等、大規模損壊に対する必要な防護対策及び教育訓練等)のうち原子炉設置(変更)許可申請書本文及び添付書類八、十(手順、防護対象設備)に記載されている運転管理事項は保安規定へ、その実施手段は従来の考え方により下

部規定へ記載する。

以上の考え方を整理すると、第 2.3-1 表のとおりとなる。

第 2.3-1 表 上流文書からの要求事項の保安規定への規定

保安規定及び下部規定に規定する事項	①基本設計が要求する事項	②基本設計で前提とした運転管理事項
従来の考え方	<ul style="list-style-type: none"> LC0 等の設定が必要な設備について LC0 等を保安規定に設定 	<ul style="list-style-type: none"> 保安活動として必須の事項は保安規定へ、保安規定に定める行為内容の具体的実施手段等は下部規定へ規定
新規制基準施行を踏まえた考え方	<ul style="list-style-type: none"> LC0 等の設定が必要な設備について LC0 等を保安規定に設定 新規制基準施行により追加となった基本設計が要求する事項^{※1}を保安規定に規定 	<ul style="list-style-type: none"> 保安活動として必須の事項は保安規定へ、保安規定に定める行為内容の具体的実施手段等は下部規定へ規定 <p>この中には、<u>新規制基準施行により追加となった、基本設計が要求する事項^{※1}を担保するために必要な防護対策及び教育訓練を実施し改善する等の保安活動についても整理される</u></p>

※1：新規制基準を踏まえ、原子炉設置（変更）許可申請書において行った安全解析の前提条件その他の設計条件（例：重大事故等対策の有効性評価に係る成立性確認で行った解析上の時間又は技術的能力審査基準との適合性確認を行った各手順における所要時間、自然災害に対する設計方針として示された設定値（時間、距離等））

「①基本設計が要求する事項」のうち LC0 等を設定する運用管理については「4. 設備の運用管理について」において、またその他の運用の管理及び「②基本設計で前提とした運転管理事項」については「3. 手順、体制の運用管理について」において、これらの考え方を踏まえた具体的な方針を示す。

原子炉設置（変更）許可申請書における記載を例に、保安規定に規定する例を別紙 3 に示す。

2.4 同一発電所における新規制基準への適合が確認されていない炉の扱い

同一発電所において、新規制基準への適合が確認されていない炉が含まれる場合、保安規定は発電所毎に制定していることから、新規制基準への適合が確認された炉及び確認されていない炉が混在する記載となるため、新規制基準への適合が確認されていない炉を含めた保安規定の記載方針を示す。

2.4.1 要求事項

核燃料物質若しくは核燃料物質によって汚染された物又は発電用原子炉による災害の防止を目的とし、原子炉設置（変更）許可申請書等において定めた必要な設計上の前提条件について、運用段階で維持できるよう保安規定に定めている。

原子炉設置（変更）許可の前提となっている運用要件は、新規制基準への適合が確認された炉に対する事項に限らず、新規制基準への適合が確認されていない炉に対する事項も含まれることから、当該運用要件は維持する必要がある。

また、新規制基準の要求事項については、保安規定の変更認可の申請手続きに係る経過措置を定めた整備規則の規定^{*}により、新規制基準への適合が確認された炉及び確認されていない炉ともに要求される事項がある。

※：原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う関係規則の整備等に関する規則

2.4.2 記載方針

前項を踏まえ、同一発電所に新規制基準への適合が確認されていない炉を含む場合の保安規定の記載方針については、以下のとおり。

○新規制基準適合に係る記載は、原則として、新規制基準への適合が確認された炉のみを対象とし、新規制基準への適合が確認されていない炉は、次の事項を除き、従前の規定のとおりとする。

- ・新規制基準への適合が確認された炉の原子炉設置（変更）許可の前提となっている、新規制基準への適合が確認されていない炉の運用要件については、保安規定に規定する。
- ・保安規定の変更認可の申請手続きに係る経過措置を定めた整備規則の規定^{*}により、新規制基準への適合が確認された炉及び確認されていない炉ともに要求される事項については、いずれの炉に対しても保安規定に規定する。

※：原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う関係規則の整備等に関する規則

(例) 保安規定に定める行為者と行為内容について

(実用炉規則第95条) (概要)

発電用原子炉主任技術者の選任は、発電用原子炉ごとにおこなうものとする。

2. 原子力規制委員会規則で定める実務の経験は、第一号から第四号までに掲げる期間が通算して三年以上であることとする。

- 一 発電用原子炉施設の施設管理に関する業務に従事した期間
- 二 発電用原子炉の運転に関する業務に従事した期間
- 三 発電用原子炉施設の設計に係る安全性の解析及び評価に関する業務に従事した期間
- 四 発電用原子炉に使用する燃料体の設計又は管理に関する業務に従事した期間

(以下、省略)

(実用炉規則第92条第1項)

四 発電用原子炉主任技術者の職務の範囲及びその内容並びに発電用原子炉主任技術者が保安の監督を行う上で必要となる権限及び組織上の位置付けに関すること。

(保安規定審査基準)

- 発電用原子炉主任技術者の職務の範囲及びその内容並びに発電用原子炉主任技術者が保安の監督を行う上で必要となる権限及び組織上の位置付けに関すること。



(保安規定(原子炉主任技術者の選任)の例)

第8条 原子力・立地本部長は、原子炉主任技術者及び代行者を、原子炉主任技術者免状を有する者であって、次の業務に通算して3年以上従事した経験を有する者の中から選任する。

- (1) 原子炉施設の施設管理に関する業務
- (2) 原子炉の運転に関する業務
- (3) 原子炉施設の設計に係る安全性の解析及び評価に関する業務
- (4) 原子炉に使用する燃料体の設計又は管理に関する業務

2. 原子炉主任技術者は原子炉毎に選任する。(以下、省略)

- ・ 法令要求に対する行為者、行為内容を保安規定に規定
- ・ 行為内容に関する実施手段(具体的な条件等)は下部規定で規定

(下部規定(原子炉主任技術者職務運用マニュアル)の記載例)

7 原子炉主任技術者の選任及び解任

(1) a. (a) i 原子力安全・統括部総括GMは、原子炉主任技術者に係る本社所属の人事異動の情報、代行者に係る各発電所所属の人事異動等の情報を踏まえ、7.1(1)c. (a)の条件(具体的な条件)を満たす原子炉主任技術者及び代行者の選任及び解任(選任・解任日を含む)について、保安管理GMの確認を得た後に原子力・立地本部長の承認を得る。

保安規定に規定する「①基本設計が要求する事項」の例

(原子炉建屋)

第49条 原子炉の状態が運転、起動、高温停止及び炉心変更時^{※1}又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、原子炉建屋原子炉棟^{※2※3}は、表49-1で定める事項を運転上の制限とする。

2. 原子炉建屋原子炉棟が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

(1) 運転評価GMは、定事検停止時に、原子炉建屋原子炉棟を負圧に保ち得ることを確認し、その結果を当直長に通知する。

(2) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動、高温停止及び炉心変更時^{※1}又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、原子炉建屋原子炉棟を負圧に保つために原子炉建屋大物機器搬入口及び原子炉建屋原子炉棟の二重扉の各々において、少なくとも1つが閉鎖状態にあることを1ヶ月に1回確認する。

3. 当直長は、原子炉建屋原子炉棟が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表49-2の措置を講じる。

表49-1

項目	運転上の制限
原子炉建屋原子炉棟	機能が健全であること

表49-2

条件	要求される措置	完了時間
A. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、運転上の制限を満足していないと判断した場合	A 1. 原子炉建屋原子炉棟を負圧に保つための措置を講じる。 ^{※4}	4時間
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 高温停止にする。 及び B 2. 冷温停止にする。	24時間 36時間
C. 炉心変更時又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、運転上の制限を満足していないと判断した場合	C 1. 炉心変更を中止する。 及び C 2. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに 速やかに

※1：停止余裕確認後の制御棒1本（6号炉及び7号炉においては同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本）の挿入・引抜を除く。

※2：7号炉の原子炉建屋原子炉棟（燃料取替床ブローアウトパネル及び主蒸気系トンネル室ブローアウトパネルを含む。）は重大事故等対処設備を兼ねる。

※3：燃料取替床ブローアウトパネル及び主蒸気系トンネル室ブローアウトパネルの開放機能は、運転、起動及び高温停止の場合に適用する。

※4：燃料取替床ブローアウトパネルが開放した場合に、第66条（66-14-2）による再閉止をしても、本措置を完了したことは扱わない。

保安規定に規定する「②基本設計で前提とした運転管理事項」の例

(所員への保安教育)

第118条 原子炉施設の運転及び管理を行う所員への保安教育を実施するにあたり、具体的な保安教育の内容及びその見直し頻度を「保安教育マニュアル」に定め、これに基づき次の各号を実施する。

(1) 原子力人財育成センター所長は、毎年度、原子炉施設の運転及び管理を行う所員への保安教育実施計画を表118-1, 2, 3の実施方針に基づいて作成し、原子炉主任技術者及び所長の確認を得て原子力・立地本部長の承認を得る。

(2) 原子力人財育成センター所長は、(1)の保安教育実施計画の策定にあたり、第6条第2項に基づき保安委員会の確認を得る。

(3) 各GMは、(1)の保安教育実施計画に基づき、保安教育を実施する。原子力人財育成センター所長は、年度毎に実施結果を所長及び原子力・立地本部長へ報告する。

ただし、各GMが、定められた基準に従い、各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については、該当する教育について省略することができる。

(4) 原子力人財育成センター所長は、具体的な保安教育の内容について、定められた頻度に基づき見直しを行う。

(以下、省略)

原子炉設置(変更)許可申請書からの要求事項を踏まえた保安規定への記載例

(例:東京電力ホールディングス株式会社柏崎刈羽原子力発電所(6号炉及び7号炉発電用原子炉施設の変更)平成25年9月27日申請、平成29年12月18日付け一部補正)

五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

へ 計測制御系統施設の構造及び設備

実用炉規則第9条第1項第8号「発電用原子炉施設の運転に関すること」に該当し、「①基本設計が要求する事項」であることから、原子炉設置(変更)許可申請書の本文に記載する設備の運用管理(LCO、AOT)について保安規定に規定する。

A.6号炉

(5)その他の主要な事項

(xii)緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備 ←

(中略)

緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備のうち、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行し、炉心の著しい損傷を防止するための設備として、ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能)、ATWS緩和設備(代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能)及びほう酸水注入系を設ける。

(中略)

(a) ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能)による制御棒緊急挿入

発電用原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力、原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合の重大事故等対処設備として、ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能)は、原子炉圧力高又は原子炉水位低(レベル2)の信号により、全制御棒を全挿入させて発電用原子炉を未臨界にできる設計とする。

また、ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能)は、中央制御室の操作スイッチを手動で操作することで作動させることができる設計とする。

(b) 原子炉冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制

発電用原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力、原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合の重大事故等対処設備として、ATWS緩和設備(代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能)は、原子炉圧力高又は原子炉水位低(レベル3)の信号により冷却材再循環ポンプ4台を自動停止し、原子炉水位低(レベル2)の信号により冷却材再循環ポンプ6台を自動停止させて、発電用原子炉の出力を制御できる設計とする。

また、ATWS緩和設備(代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能)は、自動で停止しない場合に、中央制御室の操作スイッチを手動で操作することで、冷却材再循環ポンプを停止させることができる設計とする。

(c) ほう酸水注入

原子炉緊急停止系の機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、ほう酸水注入系は、ほう酸水注入系ポンプにより、ほう酸水を高圧炉心注水系等を経由して原子炉圧力容器へ注入することで、発電用原子炉を未臨界にできる設計とする。

「②基本設計で前提とした運転管理事項」であり継続的に順守すべき事項を担保するために、代替制御棒挿入機能、代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能の作動及びほう酸水注入を行う行為者及び行為内容(手順の骨子)については保安規定に規定し、行為内容を実施する手段(具体的な手順)については2次文書に記載する。

十、発電用原子炉の炉心の著しい損傷その他の事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する事項

ハ、重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故に対処するために必要な施設及び体制並びに発生すると想定される事故の程度及び影響の評価を行うために設定した条件及びその評価の結果

(1) 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力

福島第一原子力発電所の事故の教訓を踏まえた重大事故等対策の設備強化等の対策に加え、重大事故に至るおそれがある事故若しくは重大事故が発生した場合又は大規模な自然災害若しくは故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊が発生した場合における以下の重大事故等対策設備に係る事項、復旧作業に係る事項、支援に係る事項及び手順書の整備、教育及び訓練の実施並びに体制の整備を考慮し、当該事故等に対処するために必要な手順書の整備、教育及び訓練の実施並びに体制の整備等運用面での対策を行う。また、1号、2号、3号、4号及び5号炉の原子炉圧力容器に燃料が装荷されていないことを前提とする。

「(i) 重大事故等対策」について手順を整備し、重大事故等の対応を実施する。「(ii) 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項」の「a. 可搬型設備等による対応」は「(i) 重大事故等対策」対応手順をもとに、大規模な損壊が発生した場合も対応を実施する。また、様々な状況においても、事象進展の抑制及び緩和を行うための手順を整備し、大規模な損壊が発生した場合の対応を実施する。

(以下、省略)

「②基本設計で前提とした運転管理事項」であり継続的に順守すべき事項を担保するために、必要な行為者(体制)及び行為内容(手順の骨子)については保安規定に規定し、行為内容を実施する手段(具体的な体制、手順)については2次文書に記載する。

実用炉規則第 9 2 条第 1 項第 8 号「発電用原子炉施設の運転に関する事」に該当し、「①基本設計が要求する事項」であることから、原子炉設置(変更)許可申請書の本文に記載する設備の運用管理(LCO、AOT)について保安規定に規定する。

(2) 有効性評価

(i) 基本方針

(中略)

c. 事故に対処するために必要な施設

「(1) 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」で整備する施設のうち、「(2) 有効性評価」において重大事故等に対処するために必要な施設を第 10.3 表に示す。

(中略)

第 10.3 表 事故対処するために必要な施設 (原子炉停止機能喪失)

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉スクラム失敗確認	代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能	—	平均出力領域モニタ 起動領域モニタ
格納容器圧力上昇による高圧・低圧注水系起動確認	逃がし安全弁 【原子炉隔離時冷却系】 【高圧炉心注水系】 【残留熱除去系(低圧注水モード)】	—	格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C) 原子炉水位(SA) 原子炉水位 【原子炉隔離時冷却系系統流量】 【高圧炉心注水系系統流量】 【残留熱除去系ポンプ吐出圧力】
原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉水位維持	【原子炉隔離時冷却系】 【高圧炉心注水系】 復水貯蔵槽 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能	—	原子炉水位(SA) 原子炉水位 【原子炉隔離時冷却系系統流量】 【高圧炉心注水系系統流量】 復水貯蔵槽水位(SA)
自動減圧系の自動起動阻止	自動減圧系の起動阻止スイッチ	—	格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C) 原子炉水位(SA) 原子炉水位
ほう酸水注入系による原子炉未臨界操作	ほう酸水注入系	—	平均出力領域モニタ 起動領域モニタ

(中略)

【】：重大事故等対処設備(設計基準拡張)

「②基本設計で前提とした運転管理事項」であり継続的に順守すべき事項を担保するために、必要な行為者及び行為内容(確認行為)については保安規定に規定し、行為内容を実施する手段(具体的な体制、手順)については2次文書に記載する。

(例)

添付書類 八

変更後における発電用原子炉施設の安全設計に関する説明書

1.10 発電用原子炉設置変更許可申請に係る安全設計の方針

(緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備)

(中略)

a. ATWS 緩和設備(代替制御棒挿入機能)による制御棒緊急挿入

発電用原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力、原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合の重大事故等対処設備として、ATWS 緩和設備(代替制御棒挿入機能)は、原子炉圧力高又は原子炉水位低(レベル2)の信号により、全制御棒を全挿入させて発電用原子炉を未臨界にできる設計とする。

また、ATWS 緩和設備(代替制御棒挿入機能)は、中央制御室の操作スイッチを手動で操作することで作動させることができる設計とする。

b. 原子炉冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制

発電用原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力、原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合の重大事故等対処設備として、ATWS 緩和設備(代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能)は、原子炉圧力高又は原子炉水位低(レベル3)の信号により冷却材再循環ポンプ4台を自動停止し、原子炉水位低(レベル2)の信号により冷却材再循環ポンプ6台を自動停止させて、発電用原子炉の出力を制御できる設計とする。

また、ATWS 緩和設備(代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能)は、自動で停止しない場合に、中央制御室の操作スイッチを手動で操作することで、冷却材再循環ポンプを停止させることができる設計とする。

c. ほう酸水注入

原子炉緊急停止系の機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、ほう酸水注入系は、ほう酸水注入系ポンプにより、ほう酸水を高圧炉心注水系等を経由して原子炉圧力容器へ注入することで、発電用原子炉を未臨界にできる設計とする。

実用炉規則第92条第1項第8号「発電用原子炉施設の運転に関すること」に該当し、「①基本設計が要求する事項」であることから、原子炉設置(変更)許可申請書の添付書類に記載する設備の運用管理について保安規定に規定する。

東京電力ホールディングス株式会社柏崎刈羽原子力発電所
原子炉施設保安規定の概要

(例)

(重大事故等対処設備)

第66条

[7号炉]

原子炉の状態に応じて、次の各号の重大事故等対処設備^{※1}は、表66-1から表66-19で定める事項を運転上の制限とする。

(1) 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

(中略)

2. 重大事故等対処設備が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 各GMは、原子炉の状態に応じて表66-1から表66-19の確認事項を実施し、その結果を当直長に通知する。

3. 当直長は、重大事故等対処設備が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表66-1から表66-19の措置を講じる。

※1：可搬型設備の系統には、資機材等を含む。

「②基本設計で前提とした運転管理事項」であり継続的に順守すべき事項を担保するために、必要な行為者(体制)及び行為内容(手順の骨子)については保安規定に規定し、行為内容を実施する手段(具体的な体制、手順)については2次文書に記載する。

実用炉規則第92条第1項第8号「発電用原子炉施設の運転に関する事」に該当し、「①基本設計が要求する事項」であることから、原子炉設置(変更)許可申請書の本文に記載する設備の運用管理について保安規定に規定する。

また、「②基本設計で前提とした運転管理事項」であり継続的に順守すべき事項を担保するために、必要な行為者(体制)及び行為内容(手順の骨子)については保安規定に規定し、行為内容を実施する手段(具体的な体制、手順)については2次文書に記載する。

(例)

表66-1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

66-1-1 ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能)

(1) 運転上の制限

項目	運転上の制限
ATWS緩和設備 (代替制御棒挿入機能)	ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能)が動作可能であること ^{*1*} ^{*2}

(中略)

(2) 確認事項

要素	設定値	項目	頻度	担当
1. 代替制御棒挿入機能	二	機能を確認する。 ^{*6}	定事検停止時	運転評価GM
2. 原子炉圧力高	7.48 MPa(gage) 以下	原子炉の状態が運転及び起動において、動作不能でないことを指示により確認する。 ^{*7}	1ヶ月に1回	当直長
		チャンネル校正を実施する。 ^{*8}	定事検停止時	計測制御GM
		論理回路機能検査を実施する。 ^{*9}	定事検停止時	運転評価GM

(中略)

(3) 要求される措置

条件	要求される措置	完了時間
A. 動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合 又は 手動ARIが動作不能の場合	A1. 当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 ^{*10} が動作可能であることを確認する ^{*11} 。 及び A2. 当直長は、当該チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	6時間 30日間
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 当直長は、高温停止にする。	24時間

(以下、省略)

3. 手順、体制の運用管理

3.1 重大事故等及び大規模損壊発生時に係る保安規定の記載について

3.1.1 概 要

原子炉施設において、重大事故等が発生した場合又は大規模な自然災害若しくは故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる原子炉施設の大規模な損壊が発生した場合における当該事故等に適切に対処するためには、重大事故等に対応するために必要な要員の配置、重大事故等対処設備を十分に活用するための手順書の整備、活動を行う要員に対する教育・訓練の実施等運用面での体制をあらかじめ整備するとともに、運転段階の運用においてもそれら体制が維持管理されていかなければならない。

したがって、重大事故等及び大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備に関して、原子炉設置者が運用を行っていく中において遵守しなければならない事項は原子炉設置者が構築するQMS文書体系の上位に位置付けられる保安規定に規定する必要がある。

以上を踏まえ、重大事故等及び大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備に関して、「実用炉規則」、「保安規定審査基準」及び「技術的能力審査基準」の規制要求事項のうち、重大事故等及び大規模損壊発生時の体制の整備に係る要求事項を満足するために、「2.2 保安規定及び下部規定に記載すべき事項の考え方について」及び「2.3 上流文書からの要求事項」に示す考え方に基づいた記載方針を示す。

3.1.2 保安規定の記載内容について

「実用炉規則」、「保安規定審査基準」及び「技術的能力審査基準」では、重大事故等及び大規模損壊発生時における体制の整備に関して以下のとおり要求されている。

実用炉規則	<p>○重大事故等及び大規模損壊が発生した場合における発電用原子炉施設の必要な機能を維持するための活動に関する計画を定めるとともに、当該計画の実行に必要な要員を配置し、当該計画に従って必要な活動を行わせること。</p> <p>○要員に対する教育及び訓練を毎年一回以上定期的実施すること。</p> <p>○活動を行うために必要な資機材を備え付けること。</p> <p>○上記に掲げるもののほか、活動を行うために必要な体制を整備すること。</p>
保安規定審査基準	<p>○重大事故等発生時及び大規模損壊発生時における発電用原子炉施設の必要な機能を維持するための活動に関する計画を策定し、要員を配置するとともに、計画に従って必要な活動を行わせること。</p> <p>○重大事故等発生時又は大規模損壊発生時におけるそれぞれの措置に係る手順については、それぞれ次に掲げるとおりとすること。</p> <p>重大事故等発生時</p> <ul style="list-style-type: none"> ・許可を受けた対応手段、重要な配慮事項、有効性評価の前提条件となる操作の成立性に係る事項が定められ、定められた内容が重大事故等に対する確かつ柔軟に対処することを妨げるものでないこと。 ・炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防ぐために最優先すべき操作等の判断基準の基本的な考え方が定められていること。 ・措置に係る手順の優先順位や手順着手の判断基準等については記載を要しない。 <p>大規模損壊発生時</p> <ul style="list-style-type: none"> ・定められた内容が大規模損壊に対する確かつ柔軟に対処することを妨げるものでないこと。 <p>○要員に対する教育及び訓練については、それぞれ毎年1回以上定期に実施すること。</p> <p>○活動を行うために必要な資機材を備え付けること。</p> <p>○その他、活動を行うために必要な体制を整備すること。</p>
技術的能力審査基準	<p>保安規定等において、以下の項目が規定される方針であること。</p> <p>1. 重大事故等対策における要求事項</p> <p>1.0 共通事項</p> <ol style="list-style-type: none"> (1) 重大事故等対処設備に係る要求事項 (2) 復旧作業に係る要求事項 (3) 支援に係る要求事項 (4) 手順書の整備、訓練の実施及び体制の整備 <p>1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等 (中略)</p> <p>1.19 通信連絡に関する手順等</p> <p>2. 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における要求事項</p> <p>2.1 可搬型設備等による対応</p>

重大事故等及び大規模損壊発生時において、当該事故等に対処するために必要な体制を整備し、その体制を運転段階の運用の中においても維持管理していくためには、保安規定第3条（品質マネジメントシステム計画）に基づき、体制の整備に係る計画を策定し、実施し、評価し、継続的に改善していく管理の枠組みを適切に構築しておくことが重要である。

そのために必要となる基本的な事項は以下のとおりであり、それらは上表に示す規制要求事項とも整合している。

【体制の整備に必要な管理の枠組みに関する事項】

- ・体制の整備に関する計画を策定すること
- ・活動を行うために必要な要員を配置すること
- ・要員に対し、教育及び訓練を定期的実施すること
- ・必要な資機材を配備すること
- ・活動を行うために必要な手順を整備すること
- ・手順に基づき必要な活動を実施すること
- ・上記事項について定期的評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じること

また、規制要求事項では、上記の管理の枠組みに関する事項以外に、運用に関する事項も要求されている。

具体的には、保安規定審査基準において「許可を受けた対応手段、重要な配慮事項、有効性評価の前提条件となる操作の成立性に係る事項が定められ、定められた内容が重大事故等に対する確かつ柔軟に対処することを妨げるものでないこと」等が要求されている。

技術的能力審査基準においては、重大事故等及び大規模損壊発生時に当該事故等に対処するために必要な体制の整備に関し、同基準が示す項目について保安規定等において規定される方針であることを確認することとなっている。技術的能力審査基準が示す項目について、保安規定又は2次文書他で整備することが要求されているが、原子炉設置者が運用を行っていく中で教育及び訓練や手順書等の改善を継続的に行っていく場合においても、体制が維持管理されていくことを確実にするためには、2次文書他の上位に位置付けられる保安規定に上流文書である原子炉設置（変更）許可申請書における基本設計で前提とした運転管理事項を規定しておくことが重要である。特に、重大事故等及び大規模損壊発生時の対応における人の関与の重要性を踏まえると、教育及び訓練や手順書等の体制を維持し続けるうえでの保安規定の位置付けは重要である。

よって、技術的能力審査基準で要求される各項目に対して、「2.2 保安規定及び下部規定に記載すべき事項の考え方について」及び「2.3 上流文書からの要求事項」に示す考え方に基づき整理した、保安規定に記載すべき内容を、2次文書他への要求事項として保安規定に付加する。

以上を踏まえた重大事故等及び大規模損壊発生時の体制の整備に係る保安規定の規定方針は、次のとおりである。

3.1.2.1 重大事故等及び大規模損壊発生時の体制について

(1) 重大事故等及び大規模損壊発生時に対処しうる体制の整備に関する計画を策定するとともに、体制に係る評価を定期的実施し、必要な改善を図っていく管理の枠組みとなる基本的事項を、新たな条文として第17条の7（重大事故等発生時の体制の整備）及び第17条の8（大規模損壊発生時の体制の整備）を保安規定に追加する。

(2) 重大事故等及び大規模損壊発生時において、事象の種類及び事象の進展に応じた的確かつ柔軟に対処できるよう、要員の役割に応じた教育及び訓練を受け力量を有する者を確保する。

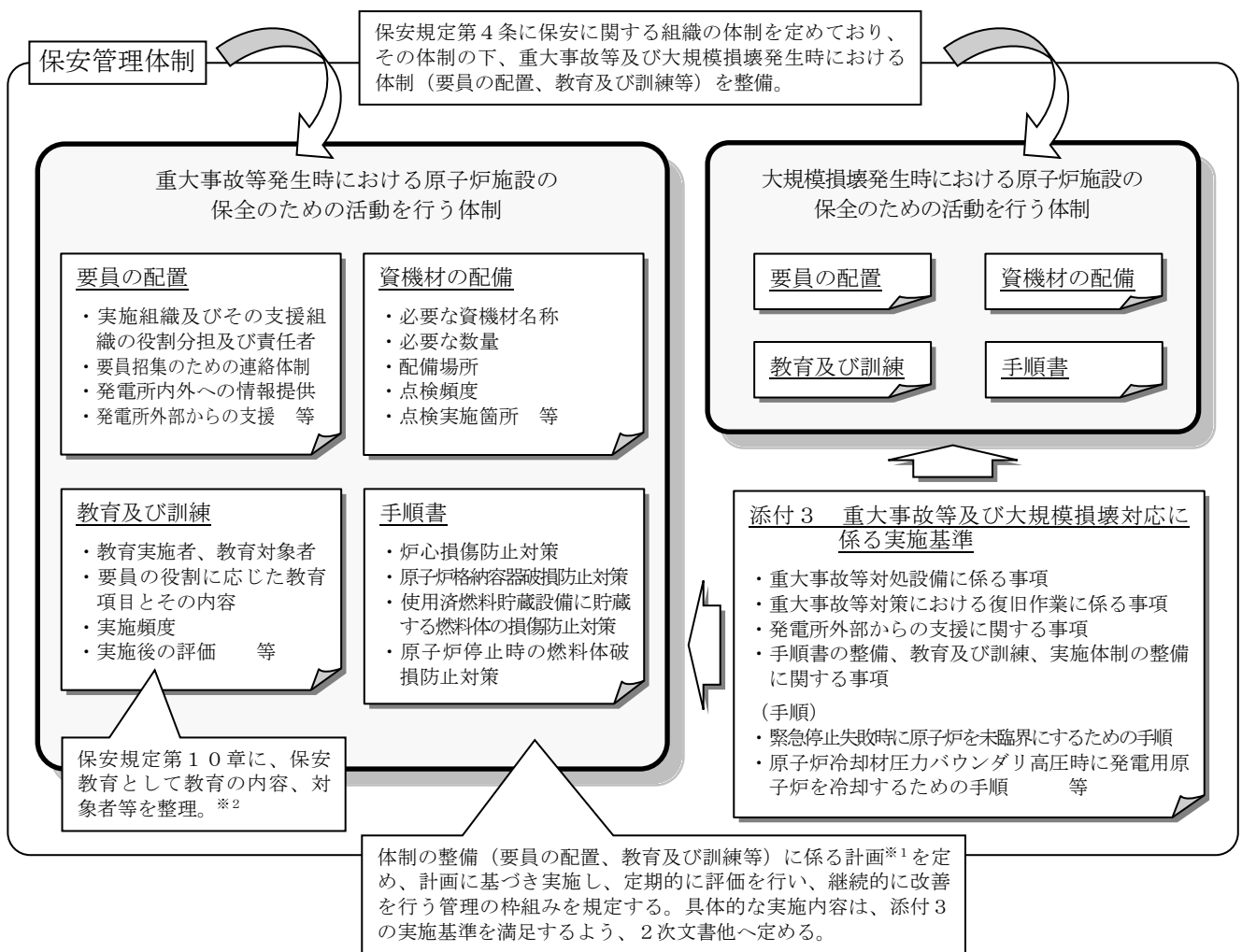
要員に欠員が生じた場合は、休日、時間外（夜間）を含め要員の補充を行うこととし、また、3.1.2.2（1）b.の訓練において、役割に応じた必要な力量を確保できていないと判断した場合については、速やかに、保安規定に定める人数の者を確保する体制から、力量が確保できていないと判断された者を除外し、必要な権限者への承認を得たうえで体制を構築する。

要員の補充の見込みが立たない場合は、原子炉の運転中は、原子炉停止の措置を実施し、原子炉の停止中の場合は、原子炉の停止状態を維持し、原子炉の安全を確保する。

以上について保安規定の第12条（運転員等の確保）に追加する。

要員については、保安規定変更認可申請の施行までに力量を有する要員を必要人数確保する計画である。

(3) 技術的能力審査基準にて要求された項目に対して原子炉設置者が実施しなければならない事項を、保安規定の添付3「重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準」として新たに規定する。さらに、その添付を本文（第17条の7、第17条の8）と関連付け、体制の整備に係る2次文書他への遵守事項とすることにより、運転段階において原子炉設置者が運用を行っていく中で、それら内容が確実に継続して実施されるようにする。



※1： 実用炉規則で求められている重大事故等及び大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な計画は、上図に示す体制（要員の配置、教育及び訓練等）を整備、維持するための計画である。具体的な計画の内容は2次文書他に規定するが、体制整備の全体計画として定める、あるいは要員の配置、教育及び訓練等をそれぞれ個別に計画として定めるなど、計画の定め方は原子炉設置者により異なる。

※2： 重大事故等及び大規模損壊発生時に必要な要員に対する教育は、実用炉規則第92条に定められる保安教育の内容（非常の場合に講ずべき処置に関すること）に該当するものであることから、保安規定の第10章に教育の内容、対象者等を整理する。なお、第17条の7及び8の条文で要求される訓練については、必ずしも保安教育に位置づける必要はない。

3.1.2.2 重大事故等及び大規模損壊発生時の教育訓練について

重大事故等及び大規模損壊発生時に対応する要員に対して、事象の種類及び事象の進展に応じて的確かつ柔軟に対処するために必要な力量を確保するため、教育及び訓練を継続的に実施するとともに、要員に必要な力量の確保に当たっては、通常時の実務経験を通じて付与される力量に加え、重大事故等及び大規模損壊発生時の対応の知識及び技能について、要員の役割に応じた教育及び訓練を定めた頻度、内容で計画的に実施することにより、力量の維持及び向上を図る。

なお、重大事故等対処施設の使用を開始するまでに、あらかじめ必要な教育及び訓練を実施することとする。

また、重大事故等の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な要員の力量が有効性評価の前提条件を満足することを検証するための訓練（以下、「成立性の確認訓練」という。）及び大規模損壊発生時に対応する要員の力量が技術的能力を満足していることを確認する訓練（以下、「技術的能力の確認訓練」という。）を実施することとし、具体的には以下のとおり実施する。

（1）重大事故等発生時の教育訓練

重大事故等発生時に必要な要員に対する訓練については、以下に示す基本的な考えを踏まえ、保安規定第17条の7に骨子を記載し、具体的な実施方法については保安規定の添付3に明確にする。

a. 基本とする訓練（力量維持向上のための教育訓練）

b. 要員が検証として行う訓練（成立性の確認訓練）

すべての重要事故シーケンス及び要員を網羅的に検証できるように、次の点に考慮し、成立性の確認訓練を実施する。

- ・ 訓練主体を考慮した訓練方法と網羅的な訓練内容を選定し、当該操作を行う者全員の力量が検証できるよう実施する。
- ・ 重要事故シーケンスによって、総合的な検証となる訓練を実施する。
- ・ 代表となる重要事故シーケンスにおいて訓練を実施する場合は、操作の類似性及び網羅性を考慮して訓練対象の重要事故シーケンスを選定する。
- ・ 代表となる要員において訓練を実施する場合には、力量が確保されていないと判断された際には、代表と同じ役割の者に対して、役割に応じた成立性の確認訓練を追加実施し、代表以外の力量を検証する。

(2) 大規模損壊発生時の教育訓練

大規模損壊発生時に必要な要員に対する訓練については、以下に示す基本的な考えを踏まえ、保安規定第17条の8に骨子を記載し、具体的な実施方法については保安規定の添付3に明確にする。

- a. 基本とする訓練（力量維持向上のための教育訓練）
- b. 要員が検証として行う訓練（技術的能力の確認訓練）

大規模損壊特有の対応手順の訓練を実施するとともに、中央制御室が機能喪失するような通常とは異なる体制で活動しなければならない場合にも対応できるよう指揮者の判断に主眼をおいた訓練を実施する。

具体的に検証として行う訓練内容については、プラント状況の把握、情報収集、的確な対応操作の選択及び指揮者等と要員間の連携を踏まえた総合的な訓練を実施するとともに、要員については、指揮者及び当該操作を行う要員の中から抜き取りにより、対象者を選定する。

上記方針に基づく重大事故等及び大規模損壊発生時の体制の整備に係る保安規定の記載例を次に示す。

- a. 第17条の7（重大事故等発生時の体制の整備）
- b. 第17条の8（大規模損壊発生時の体制の整備）
- c. 第12条（運転員等の確保）
- d. 添付3「重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準」
- e. 第118条（所員への保安教育）、第119条（協力企業従業員への保安教育）

a. 第17条の7（重大事故等発生時の体制の整備）

【記載の要点】

- 体制の整備として、要員の配置、教育及び訓練、資機材の配備についての計画を策定すること、計画の策定に当たり炉心損傷防止対策等の手順を定めることを記載。
- 計画の策定に当たっては、添付3に示す「重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準」と整合をとることを記載。
- 計画に基づき、重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動を実施するとともに、要員に手順を遵守させることを記載。
- 前項の活動の実施について、定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じることを記載。

【記載例】

（重大事故等発生時の体制の整備）

第17条の7

〔7号炉〕

社長は、重大事故に至るおそれのある事故又は重大事故が発生した場合（以下「重大事故等発生時」という。）における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備にあたって、財産（設備等）保護よりも安全を優先することを方針として定める。

2. 原子力運営管理部長は、添付3「重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準」に示す重大事故等発生時における原子炉主任技術者の職務等について計画を定める。
3. 防災安全GMは、第1項の方針に基づき、重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の各号を含む計画を策定し、防災安全部長の承認を得る。また、計画は、添付3に示す「重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準」に従い策定する。
 - （1）重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な運転員、緊急時対策要員及び自衛消防隊（以下「重大事故等に対処する要員」という。）の役割分担及び責任者の配置に関する事項
 - （2）重大事故等に対処する要員に対する教育訓練に関する次の事項
 - ア. 重大事故等対処施設の使用を開始するにあたって、あらかじめ力量の付与のための教育訓練を実施する^{*1}こと
 - イ. 力量の維持向上のための教育訓練を年1回以上実施すること
 - ウ. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力を満足すること及び有効性評価の前提条件を満足することを確認するための成立性の確認訓練（以下、「成立性の確認訓練」という。）を年1回以上実施すること
 - エ. 成立性の確認訓練の実施計画を作成し、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得ること
 - オ. 成立性の確認訓練の結果を記録し、所長及び原子炉主任技術者に報告すること
 - （3）重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置、アクセスルートの確保、復旧作業及び支援等の原子炉施設の保全のための活動、並びに必要な資機材の配備に関すること
4. 各GMは、重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な次に掲げる事項に関する手順を定める。また、手順を定めるにあたっては、添付3に示

す「重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準」に従うとともに、重大事故等対処設備を使用する際の切替えの容易性を配慮し、第3項(1)の役割に応じた内容とする。

- (1) 重大事故等発生時における炉心の著しい損傷を防止するための対策に関すること
 - (2) 重大事故等発生時における格納容器の破損を防止するための対策に関すること
 - (3) 重大事故等発生時における使用済燃料プールに貯蔵する燃料体の著しい損傷を防止するための対策に関すること
 - (4) 重大事故等発生時における原子炉停止時における燃料体の著しい損傷を防止するための対策に関すること
 - (5) 発生する有毒ガスからの運転・対処要員の防護に関すること
5. 各GMは、第3項の計画に基づき、重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動を実施するとともに、重大事故等に対処する要員に第4項の手順を遵守させる。
6. 各GMは、第5項の活動の実施結果をとりまとめ、第3項に定める事項について定期的に評価するとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じ、防災安全GMに報告する。防災安全GMは、第3項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。
7. 原子力運営管理部長は、第1項の方針に基づき、本社が行う支援に関する活動を行う体制の整備として、次の各号を含む計画を策定する。また、計画は、添付3に示す「重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準」に従い策定する。
- (1) 支援に関する活動を行うための役割分担及び責任者の配置に関すること
 - (2) 支援に関する活動を行うための資機材の配備に関すること
8. 原子力運営管理部長は、第7項の計画に基づき、本社が行う支援に関する活動を行うために必要な体制の整備を実施する。
9. 原子力運営管理部長は、第7項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。

※1：重大事故等対処設備を設置若しくは改造する場合、重大事故等対処設備に係る運転上の制限が適用開始されるまでに実施する。なお、運転員若しくは緊急時対策要員を新たに認定する場合は、第12条第2項及び第4項の体制に入るまでに実施する。

b. 第17条の8（大規模損壊発生時の体制の整備）

【記載の要点】

- 体制の整備として、要員の配置、教育及び訓練、資機材の配備についての計画を策定すること、計画の策定に当たり大規模火災発生時の消火活動等の手順を定めることを記載。
- 計画の策定に当たっては、添付3に示す「重大事故等及び大規模損壊対応にかかる実施基準」と整合をとることを記載。
- 計画に基づき、大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動を実施するとともに、要員に手順を遵守させることを記載。
- 前項の活動の実施について、定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じることを記載。

【記載例】

（大規模損壊発生時の体制の整備）

第17条の8

〔7号炉〕

防災安全GMは、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる原子炉施設の大規模な損壊が発生した場合（以下「大規模損壊発生時」という。）における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の各号を含む計画を策定し、防災安全部長の承認を得る。また、計画は、添付3に示す「重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準」に従い策定する。

（1）大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な要員の配置に関すること

（2）大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う要員に対する教育訓練に関する次の事項

ア. 重大事故等対処施設の使用を開始するにあたって、あらかじめ力量の付与のための教育訓練を実施する^{*1}こと

イ. 力量の維持向上のための教育訓練を年1回以上実施すること

ウ. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力を満足することを確認するための訓練（以下、「技術的能力の確認訓練」という。）を年1回以上実施すること

エ. 技術的能力の確認訓練の実施計画を作成し、原子炉主任技術者の承認を得て、所長の承認を得ること

オ. 技術的能力の確認訓練の結果を記録し、所長及び原子炉主任技術者に報告すること

（3）大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な資機材の配備に関すること

2. 各GMは、大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な次に掲げる事項に関する手順を定める。また、手順を定めるにあたっては、添付3に示す「重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準」に従う。

- (1) 大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動に関すること
 - (2) 大規模損壊発生時における炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関すること
 - (3) 大規模損壊発生時における格納容器の破損を緩和するための対策に関すること
 - (4) 大規模損壊発生時における使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関すること
 - (5) 大規模損壊発生時における放射性物質の放出を低減するための対策に関すること
3. 各GMは、第1項の計画に基づき、大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動を実施するとともに、第1項(1)の要員に第2項の手順を遵守させる。
 4. 各GMは、第3項の活動の実施結果をとりまとめ、第1項に定める事項について定期的に評価するとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じ、防災安全GMに報告する。防災安全GMは、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。
 5. 原子力運営管理部長は、大規模損壊発生時における本社が行う支援に関する活動を行う体制の整備について計画を策定する。また、計画は、添付3に示す「重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準」に従い策定する。
 6. 原子力運営管理部長は、第5項の計画に基づき、本社が行う支援に関する活動を行うために必要な体制の整備を実施する。
 7. 原子力運営管理部長は、第6項の実施内容を踏まえ、第5項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。
- ※1：重大事故等対処設備を設置若しくは改造する場合、重大事故等対処設備に係る運転上の制限が適用開始されるまでに実施し、大規模損壊対応で用いる大型化学高所放水車、化学消防自動車及び水槽付消防ポンプ自動車を設置若しくは改造する場合、当該設備の使用を開始するまでに実施する。なお、運転員、緊急時対策要員又は自衛消防隊を新たに認定する場合は、第12条第2項及び第4項の体制に入るまでに実施する。

c. 第12条（運転員等の確保）

【記載の要点】

- 重大事故等発生時及び大規模損壊発生時において、事象の種類及び事象の進展に応じて的確かつ柔軟に対処できるよう、要員の役割に応じた教育及び訓練を受け力量を有する者を確保することを記載。
- 要員に欠員が生じた場合は、時間外及び休日を含め要員の補充を行うとともに、要員の補充の見込みが立たない場合は、原子炉の運転中は、原子炉停止の措置を実施し、原子炉の停止中の場合は、原子炉の停止状態を維持し、原子炉の安全を確保することを記載。また、集団食中毒のような事態により要員に欠員が生じた場合の措置及び成立性の確認訓練において、その訓練に係る者が、力量を確保できていないと判断した場合の措置を記載。

【記載例】

（運転員等の確保）

- 第12条 第一運転管理部長及び第二運転管理部長（以下「運転管理部長」という。）は、原子炉の運転に必要な知識を有する者を確保する^{※1}。なお、原子炉の運転に必要な知識を有する者とは、原子炉の運転に関する実務の研修を受けた者をいう。
2. 運転管理部長は、原子炉の運転にあたって前項で定める者の中から、1班あたり表12-1に定める人数の者をそろえ、5班以上編成した上で2交替勤務を行わせる。なお、特別な事情がある場合を除き、運転員は連続して24時間を超える勤務を行ってはならない。また、表12-1に定める人数のうち、1名は当直長とし、運転責任者として原子力規制委員会が定める基準に適合した者の中から選任された者とする。
 3. 運転管理部長は、表12-1に定める人数のうち、表12-2に定める人数の者を主機操作員以上の職位にある運転員の中から常時中央制御室に確保する。なお、表12-2に定める人数のうち、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止の場合においては、1名は当直長又は当直副長とする。
 4. 各GMは、重大事故等の対応のための力量を有する者を確保する^{※1}。また、防災安全GMは、重大事故等対応を行う要員として、表12-3に定める人数を常時確保する。
 5. 発電GMは、第17条の7第3項（2）の成立性の確認訓練において、その訓練に係る者が、役割に応じた必要な力量（以下、本条において「力量」という。）を確保できていないと判断した場合は、速やかに、表12-1に定める人数の者を確保する体制から、力量が確保できていないと判断された者を除外し、原子炉主任技術者の確認、所長の承認を得て体制を構築する。
 6. 発電GMは、第5項を受け、力量が確保できていないと判断された者については、教育訓練等により、力量が確保されていることを確認した後、原子炉主任技術者の確認、所長の承認を得て、表12-1に定める人数の者を確保する体制に復帰させる。
 7. 発電GMは、表12-1に定める人数の者に欠員が生じた場合は、速やかに補充を行う。
 8. 防災安全GMは、第17条の7第3項（2）の成立性の確認訓練において、その訓練に係る者が、力量を確保できていないと判断した場合は、速やかに、表12-3に定める人

数の者を確保する体制から、力量が確保できていないと判断された者を除外し、原子炉主任技術者の確認、所長の承認を得て体制を構築する。

9. 防災安全GMは、第8項を受け、力量が確保できていないと判断された者については、教育訓練等により、力量が確保されていることを確認した後、原子炉主任技術者の確認、所長の承認を得て、表12-3に定める人数の者を確保する体制に復帰させる。

10. 防災安全GMは、表12-3に定める人数の者に欠員が生じた場合は、速やかに補充を行う。

11. 所長は、表12-1及び表12-3に定める人数の者の補充の見込みが立たないと判断した場合、原子炉の運転中は、原子炉の安全を確保しつつ、速やかに原子炉停止の措置を実施する。原子炉の停止中は、原子炉の停止状態を維持し、原子炉の安全を確保する。

※1：重大事故等対処施設等の使用を開始するにあたっては、あらかじめ力量の付与のための教育訓練を実施する。

表12-1

中央制御室名 原子炉の状態	1号炉 ^{※2}	2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉 ^{※2}	6 / 7号炉 ^{※2}
運転, 起動, 高温停止の場合	——	——	13名以上 ^{※4}
冷温停止, 燃料交換の場合	4名以上 ^{※3}	3名以上 ^{※3}	10名以上 ^{※5}

表12-2

中央制御室名 原子炉の状態	1号炉, 2号炉, 3号 炉, 4号炉及び5号炉 ^{※2}	6 / 7号炉 ^{※2}
運転, 起動, 高温停止の場合	——	3名以上 ^{※4}
冷温停止, 燃料交換の場合	1名以上	3名以上 ^{※5}

表12-3

要員名	緊急時対策要員	自衛消防隊
常駐	50名以上 ^{※6}	10名以上
召集	114名以上 ^{※7}	18名以上 ^{※8}

※2：1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉, 5号炉及び6号炉については、原子炉への燃料装荷を行わない。

※3：1号炉から5号炉合わせて22名以上常時確保する。

※4：7号炉1基が該当する場合

※5：原子炉が2基とも該当する場合

- ※6：50名以上のうち、6名以上を1号炉，2号炉，3号炉，4号炉及び5号炉の要員，44名以上を6号炉及び7号炉の要員とする。
- ※7：114名以上のうち、8名以上を1号炉，2号炉，3号炉，4号炉及び5号炉の要員，106名以上を6号炉及び7号炉の要員とする。
- ※8：火災の規模に応じ召集する。

d. 添付3「重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準」

【記載の要点】

- 重大事故等発生時及び大規模損壊発生時の対処に係る実施事項として、技術的能力審査基準で要求される以下の項目に関する事項を記載。
 - ・重大事故等対処設備に係る事項（切替えの容易性、アクセスルートの確保）
 - ・重大事故等対策における復旧作業に係る事項（予備品等の確保、保管場所、アクセスルートの確保）
 - ・支援に係る事項
 - ・手順書の整備、訓練の実施及び体制の整備
- 重大事故等対策に係る以下の手順等を別表として整理。
 - ・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等
 - ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
 - ・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等
 - ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
 - ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等 等

【記載例】

添付3

重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準

本「実施基準」は、重大事故に至るおそれがある事故若しくは重大事故が発生した場合又は大規模な自然災害若しくは故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる原子炉施設の大規模な損壊が発生した場合に対処しうる体制を維持管理していくための実施内容について定める。

また、重大事故等の発生及び拡大の防止に必要な措置の運用手順等については、表1から表19に定める。なお、自主対策設備を使用した運用手順及び運用手順の詳細な内容等については、マニュアルに定める。

1. 重大事故等対策

- (1) 社長は、重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備にあたって、財産（設備等）保護よりも安全を優先することを方針として定める。
- (2) 原子力運営管理部長は、以下に示す重大事故等発生時における原子炉主任技術者の職務等について、「原子炉主任技術者職務運用マニュアル」に定める。
 - ア. 原子炉主任技術者は、緊急時対策本部において、独立性を確保し、重大事故等対策における原子炉施設の運転に関し保安監督を誠実かつ最優先に行うことを任務とする。
 - イ. 原子炉主任技術者は、保安上必要な場合は、重大事故等に対処する要員（所長を含む。）へ指示を行い、緊急時対策本部長は、その指示を踏まえ方針を決定する。
 - ウ. 原子炉主任技術者は、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）に重大事故等が発生した場合、緊急時対策要員からの情報連絡（プラントの状況、対策の状況）を受け、保安上必

要な場合は指示を行う。

エ. 重大事故等の発生連絡を受けた後、速やかに発電所対策本部に駆けつけられるよう、早期に非常召集が可能なエリア（柏崎市又は刈羽村）に7号炉の原子炉主任技術者又は代行者1名を待機させる。

オ. 原子炉主任技術者は、重大事故等対策に係る手順書の整備にあたって、保安上必要な事項について確認を行う。

(3) 防災安全GMは、(1)の方針に基づき、重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の1. 1項及び1. 2項を含む計画を策定し、防災安全部長の承認を得る。また、各GMは、計画に基づき、重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備を実施する。

(4) 各GMは、(1)の方針に基づき、重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の1. 3項及び表1から表19に示す「重大事故等の発生及び拡大の防止に必要な措置の運用手順等」を含む手順を整備し、次の1. 1 (1) ア. の要員にこの手順を遵守させる。

(5) 原子力運営管理部長は、(1)の方針に基づき、重大事故等発生時における本社が行う支援に関する活動を行う体制の整備として、次の1. 1項及び1. 2項を含む計画を策定するとともに、計画に基づき、本社が行う支援に関する活動を行うために必要な体制の整備を実施する。

1. 1 体制の整備、教育訓練の実施及び資機材の配備

(1) 体制の整備

ア. 防災安全GMは、以下に示す重大事故等対策を実施する実施組織及びその支援組織の役割分担及び責任者をマニュアルに定め、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を確立する。

(ア) 所長は、重大事故等を起因とする原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に、事故原因の除去、原子力災害の拡大防止及びその他の必要な活動を迅速かつ円滑に行うため、原子力防災態勢を発令し、緊急時対策要員の非常召集及び通報連絡を行い、第108条に定める原子力防災組織を設置し、発電所に自らを本部長とする緊急時対策本部の体制を整え対処する。

(イ) 所長は、緊急時対策本部長として、緊急時対策本部の統括管理を行い、責任を持って原子力防災の活動方針を決定する。指揮者である緊急時対策本部長が不在の場合に備え、副原子力防災管理者の中からあらかじめ定めた順位で代行者を指定する。

(ウ) 緊急時対策本部は、重大事故等対策を実施する実施組織、実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織及び実施組織が事故対策に専念できる環境を整える運営支援組織で編成し、専門性及び経験を考慮した上で機能班の構成を行う。また、各班の役割分担、対策の実施責任を有する班長を定め、指揮命令系統を明確にし、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する。

(エ) 重大事故等対策の実施組織及び支援組織の各班並びに当直の機能を明確にするとともに、責任者として配下の各班の監督責任を有する統括、対策の実施責任を有する班長及び当直副長を配置する。

(オ) 所長は、指揮者である本部長の所長が欠けた場合に備え、本部長の代行者と代行順位

をあらかじめ定め明確にする。また、統括及び班長が欠けた場合は、同じ機能を担務する下位の要員が代行するか、又は上位の職位の要員が下位の職位の要員の職務を兼務することとし、具体的な代行者の配置については上位の職位の要員が決定することをあらかじめ定める。

(カ) 所長は、原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合、速やかに原子力防災態勢を発令するとともに原子力運営管理部長へ報告する。

(キ) 実施組織は、号機統括を配置し、号機班、当直、復旧班、自衛消防隊により構成し、必要な役割の分担を行い重大事故等対策が円滑に実施できる体制を整備する。

a. 号機統括は、対象号炉に関する事故の影響緩和・拡大防止に関わる対応の統括を行う。

b. 号機班は、当直からの重要パラメータの入手、事故対応手段の選定に関する当直への情報提供を行う。

c. 当直は、事故の影響緩和及び拡大防止に関わるプラントの運転操作を行う。

d. 復旧班は、事故の影響緩和及び拡大防止に関わる可搬型重大事故等対処設備の準備と操作、及び不具合設備の復旧を行う。

e. 自衛消防隊は、火災発生時における消火活動を行う。

(ク) 実施組織は、複数号炉において同時に重大事故等が発生した場合においても対応できる組織とする。

a. 緊急時対策本部は、複数号炉の同時被災の場合において、情報の混乱や指揮命令が遅れることのないよう、緊急時対策本部長が活動方針を示し、号炉ごとに配置された号機統括は、対象号炉の事故影響緩和・拡大防止に関わるプラント運転操作への助言や可搬型重大事故等対処設備を用いた対応、不具合設備の復旧等の統括を行う。

b. 複数号炉の同時被災の場合において、必要な緊急時対策要員を発電所構内に常時確保することにより、重大事故等対処設備を使用して7号炉の炉心損傷防止及び格納容器破損防止の重大事故等対策を実施するとともに、他号炉の使用済燃料プールの被災対応ができる体制とする。

c. 複数号炉の同時被災時において、当直は号炉ごとの運転操作指揮を当直副長が行い、号炉ごとに運転操作に係る情報収集や事故対策の検討等を行うことにより、情報の混乱や指揮命令が遅れることのない体制とする。

d. 原子炉主任技術者は、号炉ごとに選任し、担当号炉のプラント状況把握及び事故対策に専念することにより、複数号炉の同時被災が発生した場合においても的確に指示を行う。

e. 各号炉の原子炉主任技術者は、複数号炉の同時被災時に、号炉ごとの保安監督を誠実かつ最優先に行う。

(ケ) 技術支援組織と運営支援組織の班構成及び必要な役割分担については、以下のとおりとし、重大事故等対策を円滑に実施する。

a. 技術支援組織は、計画・情報統括を配置し、計画班及び保安班で構成する。

(a) 計画・情報統括は、事故対応状況の把握及び事故対応方針の立案を行う。

(b) 計画班は、プラント状態の進展予測・評価及びその評価結果の事故対応方針への反映を行う。

(c) 保安班は、発電所内外の放射線・放射能の状況把握、影響範囲の評価、被ばく管

- 理，汚染拡大防止措置に関する指示を行う。
- b. 運営支援組織は，対外対応統括及び総務統括を配置し，通報班，立地・広報班，資材班及び総務班で構成する。
- (a) 対外対応統括は，対外対応活動の統括を行う。
 - (b) 通報班は，対外関係機関へ通報連絡等を行う。
 - (c) 立地・広報班は，自治体派遣者及び報道機関対応者の支援を行う。
 - (d) 総務統括は，緊急時対策本部の運営支援の統括を行う。
 - (e) 資材班は，資材の調達及び輸送に関する一元管理を行う。
 - (f) 総務班は，要員の呼集，食糧・被服の調達，医療活動，所内の警備指示，一般入所者の避難指示等を行う。
- (コ) 地震の影響による通信障害等が発生し，自動呼出・安否確認システム又は電話を用いて非常召集連絡ができない場合でも，新潟県内で震度6弱以上の地震の発生により，発電所に自動参集する。
- (サ) 重大事故等が発生した場合に速やかに対応するために必要な要員として，第12条に規定する重大事故等に対処する要員について，以下のとおり役割及び人数を割り当て確保する。
- a. 重大事故等が発生した場合に速やかに対応するため，6号炉及び7号炉の重大事故等に対処する要員として，発電所構内に緊急時対策要員44名，運転員13名，火災発生時の初期消火活動に対応するための自衛消防隊10名の合計67名を確保する。
 - b. 7号炉運転停止中^{*}においては，運転員を10名とする。
- ※原子炉の状態が冷温停止（原子炉冷却材温度が100℃未満）及び燃料交換の期間
- c. 重大事故等が発生した場合，緊急時対策要員は，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に参集し，要員の任務に応じた対応を行う。
 - d. 重大事故等発生時の対応で，高線量下における対応が必要な場合においても，重大事故等に対処する要員を確保する。
 - e. 病原性の高い新型インフルエンザや同様に危険性のある新感染症等が発生し，所定の重大事故等に対処する要員に欠員が生じた場合は，夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）を含め重大事故等に対処する要員の補充を行うとともに，そのような事態に備えた重大事故等に対処する要員の体制に係る管理を行う。重大事故等に対処する要員の補充の見込みが立たない場合は，原子炉停止等の措置を実施し，確保できる重大事故等に対処する要員で，安全が確保できる原子炉の運転状態に移行する。
- (シ) 夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）を含めて必要な緊急時対策要員を非常召集できるよう，定期的に連絡訓練を実施する。
- (ス) 重大事故等に対処する要員が実効的に活動するための以下の施設及び設備等を管理する。
- a. 支援組織が，必要なプラントのパラメータを確認するための安全パラメータ表示システム（SPDS），発電所内外に通信連絡を行い関係箇所と連携を図るための統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システムを含む。），衛星電話設備及び無線連絡設備を備えた5号炉原子炉建屋内緊急時対策所
 - b. 実施組織が，中央制御室，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所及び現場との連携を図るための，携帯型音声呼出電話設備，無線連絡設備及び衛星電話設備

- c. 電源が喪失し照明が消灯した場合でも、迅速な現場への移動、操作及び作業を実施し、作業内容及び現場状況の情報共有を実施するための照明機器等
- (セ) 支援組織の役割については、以下のとおりとし、重大事故等対策を円滑に実施する。
 - a. 発電所内外の組織への通報連絡を実施できるよう、衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備等を配備し、広く情報提供を行う。
 - b. 原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況に係る情報は、緊急時対策本部の通報班にて一元的に集約管理し、発電所内で共有するとともに、本社対策本部と緊急時対策本部間において、衛星電話設備、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備及び安全パラメータ表示システム（SPDS）等を使用することにより、発電所の状況及び重大事故等対策の実施状況の情報共有を行う。
 - c. 本社対策本部との情報共有を密にすることで報道発表、外部からの問い合わせ対応及び関係機関への連絡を本社対策本部で実施し、緊急時対策本部が事故対応に専念でき、かつ、発電所内外へ広く情報提供を行う。
- イ. 原子力運営管理部長は、以下に示す本社対策本部の役割分担及び責任者等をマニュアルに定め、体制を確立する。
 - (ア) 原子力運営管理部長は速やかに社長に報告し、社長は本社における原子力防災態勢を発令する。
 - (イ) 社長は、本社における原子力防災態勢を発令した場合、速やかに東京本社の原子力施設事態即応センターに本社対策本部を設置し、本社対策本部長としてその職務を行う。社長が不在の場合は、あらかじめ定めた順位に従い、本社対策本部の副本部長がその職務を代行する。本社対策本部は、原子力部門のみでなく他部門も含めた全社（全社とは、東京電力ホールディングス株式会社及び各事業子会社のことをいう）での体制とし、緊急時対策本部が重大事故等対策に専念できるよう技術面及び運用面で支援する。本社対策本部は、原子力防災組織に適用すべき必要要件を定めた体制とすることにより、社長を本社対策本部長とした指揮命令系統を明確にし、緊急時対策本部が重大事故等対策に専念できる体制を整備する。本社対策本部は、復旧統括、計画・情報統括、対外対応統括、総務統括及び支援統括を配置し、発電所の復旧方法検討・立案等を行う復旧班、本社対策本部内での情報共有等を行う情報班、事故状況の把握・進展評価等を行う計画班、放射性物質の放出量評価等を行う保安班、関係官庁への通報連絡等を行う官庁連絡班、報道機関対応等を行う広報班、発電所の立地地域対応の支援等を行う立地班、通信連絡設備の復旧・確保の支援等を行う通信班、発電所の職場環境の整備等を行う総務班、現地医療体制整備支援等を行う厚生班、発電所の復旧活動に必要な資機材の調達・搬送等を行う資材班、原子力事業所災害対策支援拠点の立ち上げ・運営等を行う後方支援拠点班、官庁への支援要請等を行う支援受入調整班及び他の原子力事業者からの支援受入調整等を行う電力支援受入班で構成する。
 - (ウ) 本社支援統括は、あらかじめ選定している施設の候補の中から、放射性物質が放出された場合の影響等を考慮した上で原子力事業所災害対策支援拠点を指定し、必要な要員を派遣するとともに、発電所の事故収束対応を維持するために必要な燃料及び資機材等の支援を実施する。
 - (エ) 本社対策本部は、他の原子力事業者及び原子力緊急事態支援組織より技術的な支援が

受けられる体制を整備する。

ウ. 原子力運営管理部長は、重大事故等発生後の中長期的な対応が必要になる場合に備えて、本社対策本部が中心となり、プラントメーカ、協力会社を含めた社内外の関係各所と連携し、適切かつ効果的な対応を検討できる体制を整備する。重大事故等への対応操作や作業が長期間にわたる場合に備えて、機能喪失した設備の部品取替えによる復旧手段を整備するとともに、主要な設備の取替部品をあらかじめ確保する。また、重大事故等時に、機能喪失した設備の補修を実施するための作業環境の線量低減対策や、放射性物質を含んだ汚染水が発生した場合の対応等について、福島第一原子力発電所における経験や知見を踏まえた対策を行うとともに、事故収束対応を円滑に実施するため、平時から必要な対応を検討できる協力体制を継続して構築する。

(2) 教育訓練の実施

ア. 力量の付与のための教育訓練

防災安全GMは、重大事故等対処設備を設置若しくは改造する場合、重大事故等対処設備に係る運転上の制限が適用開始される日（使用前事業者検査終了日等）までに又は運転員若しくは緊急時対策要員を新たに認定する場合は、第12条第2項及び第4項の体制に入るまでに以下の教育訓練について、マニュアルに基づき実施する。

(ア) 表1から表19に記載した対応手段を実施するために必要とする手順について、「ウ. 成立性の確認訓練」の要素を考慮した教育訓練項目を定め、運転員及び緊急時対策要員の役割に応じた教育訓練を実施する。

(イ) 重大事故等対処設備を設置又は改造する場合、重大事故等対処設備に係る運転上の制限が適用開始される日（使用前事業者検査終了日等）までに、成立性確認訓練（現場訓練による有効性評価の成立性確認）及び成立性確認訓練の要素等を考慮した確認方法により、力量の付与方法の妥当性を確認する。

イ. 力量の維持向上のための教育訓練

防災安全GMは、力量の維持向上のための教育訓練の実施計画を作成する。

また、重大事故等に対処する要員に対して、事象の種類及び事象の進展に応じた的確かつ柔軟に対処するために必要な力量の維持向上を図るため、以下の教育訓練について、マニュアルに基づき実施する。

(ア) 表1から表19に記載した対応手段を実施するために必要とする手順を教育訓練項目として定め、重大事故等に対処する要員の役割に応じた教育訓練を計画的に実施する。

a. 重大事故等に対処する要員に対し、役割に応じた教育訓練項目を年1回以上実施する。なお、年1回の実施頻度では力量の維持が困難と判断される教育訓練項目については、教育訓練を年2回以上実施する。

b. 重大事故等に対処する要員に対し、役割に応じ実施するa項の教育訓練結果を評価し、力量が維持されていることを確認する。

(イ) 重大事故等に対処する要員に対し、役割に応じた以下の教育訓練等を実施する。

a. 重大事故等発生時の原子炉施設の挙動に関する知識並びに的確な状況把握、確実かつ迅速な対応を実施するために必要な知識の向上を図ることのできる教育訓練を年1回以上実施する。

b. 重大事故等の内容、基本的な対処方法等、知識ベースの理解向上に資する教育訓練

を年1回以上実施する。また、重大事故等発生時のプラント状況の把握、的確な対応操作の選択等、実施組織及び支援組織の実効性等を確認するための総合的な教育訓練を年1回以上実施する。

- c. 重大事故等発生時において復旧を迅速に実施するために、普段から保全活動を社員自らが行って部品交換等の実務経験を積むこと等により、原子炉施設及び予備品等について熟知する。

運転員は、通常時に実施する項目を定めたマニュアルに基づき、設備の巡視点検、定例試験及び運転に必要な操作を社員自らが行う。

- d. (ア) a 項の教育訓練において、重大事故等発生時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために、重大事故等発生時の事象進展により高線量下になる場所を想定した事故時対応訓練、夜間及び降雨並びに強風等の悪天候下等を想定した事故時対応訓練等、様々な状況を想定し、訓練を実施する。

- e. 設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアルが即時に利用できるよう、普段から保全活動等を通じて準備し、それらの情報及びマニュアルを用いた事故時対応訓練を行う。

ウ. 成立性の確認訓練

防災安全GMは、成立性の確認訓練の実施計画を作成し、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。

また、運転員及び緊急時対策要員に対し、以下の成立性の確認訓練をマニュアルに基づき実施する。

(ア) 成立性の確認訓練を以下の a 項、b 項に定める頻度、内容で計画的に実施する。

a. 中央制御室主体の操作に係る成立性確認

(a) 中央制御室主体の操作に係る成立性確認（シミュレータによる成立性確認）

中央操作主体、重要事故シーケンスの類似性及び操作の類似性の観点から整理したⅠからⅧの重要事故シーケンスについて、運転員を対象に年1回以上実施する。

- Ⅰ 高圧・低圧注水機能喪失
- Ⅱ 高圧注水・減圧機能喪失
- Ⅲ 全交流電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+RCIC失敗
- Ⅳ 原子炉停止機能喪失
- Ⅴ 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）
- Ⅵ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
代替循環冷却系を使用する場合
- Ⅶ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
代替循環冷却系を使用しない場合
- Ⅷ 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

(b) 成立性の確認の評価方法

重要事故シーケンスの有効性評価上の解析条件のうち操作条件等を評価のポイントとしてマニュアルに定め、当直副長の指示の下、適切な対応ができていることを以下のとおり評価する。

- Ⅰ 重要事故シーケンスに応じた対応において、当直副長からの指示に対して、運転員が適切に対応し、報告することにより連携が図られていること

- II 解析上の操作条件が満足されるように対応できること
- III 手順書に従い確実な対応ができること
- b. 現場主体の操作に係る成立性確認
 - (a) 技術的能力の成立性確認

表20の対応手段のうち、現場主体で実施する有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段について、運転員及び緊急時対策要員（復旧班員）を対象に年1回以上実施する。
 - (b) 机上訓練による有効性評価の成立性確認

現場主体、重要事故シーケンスの類似性及び現場作業の類似性の観点から整理したIからVの重要事故シーケンスについて、緊急時対策要員（復旧班員）を対象に年1回以上実施する。

 - I 全交流動力電源喪失（主蒸気逃がし安全弁再閉失敗）
 - II 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
代替循環冷却系を使用する場合
 - III 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
代替循環冷却系を使用しない場合
 - IV 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故（想定事故2）
 - V 全交流動力電源喪失（運転停止中）
 - (c) 現場訓練による有効性評価の成立性確認

現場主体、重要事故シーケンスの類似性及び現場作業の類似性の観点から整理したII又はIIIの重要事故シーケンスに、I、IV及びVの重要事故シーケンスのうち現場で実施する個別手順を加え、運転員及び緊急時対策要員で構成する班の中から任意の班※を対象に年1回以上実施する。

 - I 全交流動力電源喪失（主蒸気逃がし安全弁再閉失敗）
 - II 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
代替循環冷却系を使用する場合
 - III 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
代替循環冷却系を使用しない場合
 - IV 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故（想定事故2）
 - V 全交流動力電源喪失（運転停止中）

※成立性の確認を行う班を構成する要員については、毎年特定の役割に偏らないように配慮する。
 - (d) 成立性の確認の評価方法
 - I 技術的能力の成立性確認は、有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段について、役割に応じた対応が必要な要員数で想定時間内に実施するために必要とする手順に沿った訓練結果をもとに、算出された訓練時間と表20に記載した対応手段ごとの想定時間を比較し評価する。
 - II 机上訓練による有効性評価の成立性確認は、有効性評価の重要事故シーケンスについて、必要な役割に応じて求められる現場作業等ができることの確認事項をマニュアルに定め、満足することを評価する。
 - III 現場訓練による有効性評価の成立性確認は、有効性評価の成立性担保のために

必要な操作が完了すべき時間であるホールドポイントをマニュアルに定め、満足することを評価する。

IV (a) 及び (c) の成立性の確認は、多くの訓練項目に対して効果的に行うため、以下の条件により実施する。

なお、(c) の成立性確認は (IV) 項、(V) 項は適用しない。

(I) 実施にあたっては、原則、一連で実施することとするが、長時間を要する成立性の確認については、分割して実施する。

(II) 弁の開閉操作、水中ポンプの海水への投入、機器の起動操作等により、原子炉施設の系統や設備に悪影響を与えるもの、訓練により設備が損傷又は劣化を促進するおそれのあるもの等については、模擬操作を実施する。

(III) 訓練用のモックアップがある場合は、(II) 項の模擬操作ではなく、モックアップを使用した訓練を実施する。実施にあたっては、移動時間を考慮する。

(IV) 他の訓練の作業・操作待ちがある場合は、連携の訓練を確実に行ったのち、次工程の作業・操作を実施する。

(V) 同じ作業の繰り返しを行う訓練については、一部の時間を測定し、その時間をもとに訓練時間を算出する。

(イ) 成立性の確認結果を踏まえた措置

a. 中央制御室主体の操作に係る成立性確認、技術的能力の成立性確認及び机上訓練による有効性評価の成立性確認の場合

成立性の確認により、役割に応じた必要な力量（以下 (イ) において「力量」という。）を確保できていないと判断した場合は、速やかに以下の措置を講じる。

(a) 所長及び原子炉主任技術者に報告するとともに、その原因を分析、評価し、改善等、必要な措置を講じる。

(b) 力量を確保できていないと判断された者に対して、必要な措置の結果を踏まえ、力量が確保できていないと判断された個別の操作及び作業を対象に、力量の維持向上訓練を実施した後、役割に応じた要員により成立性の確認訓練を実施し、力量が確保できていることを確認し、所長及び原子炉主任技術者に報告する。

b. 現場訓練による有効性評価の成立性確認の場合

成立性の確認により、力量を確保できていないと判断した場合は、速やかに以下の措置を講じる。

(a) 所長及び原子炉主任技術者に報告するとともに、その原因を分析、評価し、改善等、必要な措置を講じる。

(b) 成立性の確認を任意の班が代表して実施する場合、力量を確保できていないと判断された者と同じ役割の者に対して、必要な措置の結果を踏まえ、力量が確保できていないと判断された個別の操作及び作業を対象に、役割に応じた成立性の確認訓練を実施し、力量が確保できていることを確認し、所長及び原子炉主任技術者に報告する。

(c) (b) 項の措置により、力量が確保できる見込みが立たないと判断した場合は、所長及び原子炉主任技術者に報告する。

(d) 力量を確保できていないと判断された者については、必要により、改めて原因を分析、評価し、改善等の必要な措置を講じ、力量の維持向上訓練を実施した後、力

量を確保できていないと判断された成立性の確認訓練を実施し、力量が確保できていることを確認する。

(e) (d) 項の措置により、力量が確保できていると判断した場合は、所長及び原子炉主任技術者に報告する。

(3) 資機材の配備

ア. 各GMは、重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置、アクセスルートの確保、復旧作業及び支援等の原子炉施設の保全のために必要な資機材を配備する。

イ. 原子力運営管理部長は、支援等の原子炉施設の保全のために必要な資機材を配備する。

1. 2 アクセスルートの確保、復旧作業及び支援に係る事項

(1) アクセスルートの確保

ア. 発電GM及び防災安全GMは、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、以下の実効性のある運用管理を実施することをマニュアルに定める。

(ア) 屋外及び屋内において、想定される重大事故等の対処に必要な可搬型重大事故等対処設備の保管場所から設置場所及び接続場所まで運搬するための経路、又は他の設備の被害状況を把握するための経路（以下「アクセスルート」という。）は、想定される自然現象、原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）、溢水及び火災を想定しても、運搬、移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。

(イ) 屋内及び屋外アクセスルートに対する自然現象については、網羅的に抽出するために、地震、津波に加え、発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無に関わらず、国内外の基準や文献等に基づき収集した洪水、風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等の事象を考慮する。これらの事象のうち、発電所敷地及びその周辺での発生の可能性、屋外アクセスルートへの影響度、事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から、屋外アクセスルートに影響を与えるおそれがある事象として、地震、津波、風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪及び火山の影響を選定する。なお、森林火災の出火原因となるのは、たき火やタバコ等の人為によるものが大半であることを考慮し、森林火災については、人為によるもの（火災・爆発）として選定する。地滑りについては、地震による影響に包絡される。

(ウ) 屋外及び屋内アクセスルートに対する発電所敷地又はその周辺において想定される原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）については、網羅的に抽出するために、発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無に関わらず、国内外の基準や文献等に基づき収集した飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害を考慮する。これらの事象のうち、発電所敷地及びその周辺での発生の可能性、屋外アクセスルートへの影響度、事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から、屋外アクセスルートに影響を与えるおそれがある事象として火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）及び有毒ガスを選定する。また、重

大事故等時の高線量下環境を考慮する。

- (エ) 可搬型重大事故等対処設備の保管場所については、設計基準事故対処設備の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り保管し、屋外の可搬型重大事故等対処設備は複数箇所に分散して保管する。なお、同じ機能を有する重大事故等対処設備が他にない設備については、予備も含めて分散させる。
- (オ) 障害物を除去可能なホイールローダ等の重機を保管、使用し、それを運転できる緊急時対策要員を確保する。
- (カ) 被ばくを考慮した放射線防護具の配備を行い、移動時及び作業時の状況に応じて着用する。夜間時及び停電時においては、確実に運搬、移動ができるように、照明機器等を配備する。また、現場との連絡手段を確保し、作業環境を考慮する。

イ. 屋外アクセスルートの確保

防災安全GMは、屋外のアksesルートの確保にあたって、以下の運用管理を実施することをマニュアルに定める。

- (ア) 屋外の可搬型重大事故等対処設備の保管場所から使用場所まで運搬するアクセスルートの状況確認、取水箇所の状況確認及びホース敷設ルートの状況確認を行い、併せて、軽油タンク、常設代替交流電源設備及びその他屋外設備の被害状況の把握を行う。
- (イ) 屋外アクセスルートに対する地震による影響、その他自然現象による影響を想定し、複数のアクセスルートの中から早期に復旧可能なアクセスルートを確保するため、障害物を除去可能なホイールローダ等の重機を保管、使用する。
- (ウ) 地震による屋外タンクからの溢水及び降水に対して、道路上への自然流下も考慮した上で、通行への影響を受けない箇所にアクセスルートを確保する。
- (エ) 津波の影響については、基準津波による遡上域最大水位よりも高い位置にアクセスルートを確保する。
- (オ) 原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）のうち、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）及び有毒ガスに対して、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確保する。
- (カ) 周辺構造物等の損壊による障害物については、ホイールローダ等の重機による撤去あるいは複数のアクセスルートによる迂回を行う。
- (キ) 地震の影響による周辺斜面の崩壊や道路面のすべりで崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ホイールローダ等の重機による崩壊箇所の仮復旧を行い、通行性を確保する。
- (ク) 不等沈下等による通行に支障がある段差の発生が想定される箇所においては、段差緩和対策等の実施、迂回又は碎石による段差箇所の仮復旧により、通行性を確保する。
- (ケ) アクセスルート上の風（台風）及び竜巻による飛来物、積雪並びに火山の影響については、ホイールローダ等の重機による撤去を行う。想定を上回る積雪又は火山の影響が発生した場合は、除雪又は除灰の頻度を増加させることにより対処する。また、低温（凍結）及び積雪に対して、道路については融雪剤を配備し、車両については走行可能なタイヤを装着することにより通行性を確保する。

ウ. 屋内アクセスルートの確保

発電GMは、屋内のアksesルートの確保にあたって、以下の運用管理を実施するこ

とをマニュアルに定める。

(ア) 屋内の可搬型重大事故等対処設備の保管場所に移動するためのアクセスルート の状況確認を行い、併せて、その他屋内設備の被害状況の把握を行う。

(イ) 地震、津波及びその他想定される自然現象による影響並びに原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に確保する。

(ウ) 重大事故等時に必要となる現場操作を実施する活動場所まで外部事象による影響を考慮しても移動可能なルートを選定する。また、屋内のアクセスルート上の資機材については、必要に応じて固縛又は転倒防止措置により、通行に支障をきたさない措置を講じる。

(エ) 機器からの溢水が発生した場合については、適切な防護具を着用し、屋内アクセスルートを通行する。

(オ) アクセスルートの状況を確認し、複数のアクセスルートの中から早期に復旧可能なアクセスルートを選定し確保する。

(2) 復旧作業に係る事項

ア. 予備品等の確保

保全総括GMは、重要安全施設の取替え可能な機器、部品等の復旧作業を優先的に実施するために必要な予備品等を以下の方針に基づき確保することをマニュアルに定める。

(ア) 事故収束対応の信頼性向上のため長期的に使用する設備を復旧する。

(イ) 単一の重要安全施設の機能を回復することによって、重要安全施設の多数の設備の機能を回復することができ、事故収束を実施する上で最も効果が大きいサポート系設備を復旧する。

(ウ) 復旧が困難な設備についても、復旧するための対策を検討し実施することとするが、放射線の影響、その他の作業環境条件の観点を踏まえ、復旧作業の成立性が高い設備を復旧する。

なお、多様な復旧手段の確保、復旧を想定する機器の拡大、その他の有効な復旧対策について継続的な検討を行うとともに、そのために必要な予備品の確保に努める。

また、予備品の取替え作業に必要な資機材等として、ガレキ撤去等のためのホイールローダ等の重機、夜間の対応を想定した照明機器等及びその他作業環境を想定した資機材を確保する。

イ. 保管場所

保全総括GMは、予備品等について、地震による周辺斜面の崩壊、敷地下斜面のすべり、津波による浸水等の外部事象の影響を受けにくい場所に当該重要安全施設との位置的分散を考慮し、保管することをマニュアルに定める。

ウ. アクセスルートの確保

(1) 「アクセスルートの確保」と同じ。

(3) 支援に係る事項

防災安全GM及び原子力運営管理部長は、支援に係る事項について、以下の方針に基づき実施することをマニュアルに定める。

ア. 防災安全GM及び原子力運営管理部長は、事故発生後7日間は継続して事故収束対応を

維持できるよう、重大事故等対処設備、予備品及び燃料等の手段を確保する。

また、プラントメーカー、協力会社及びその他の関係機関とは平時から必要な連絡体制を整備する等、協力関係を構築するとともに、あらかじめ重大事故等発生に備え、協議・合意の上、外部からの支援計画を策定する。重大事故等が発生した場合、緊急時対策本部が発足し協力体制が整い次第、プラントメーカーからは事故収束及び復旧対策に関する技術支援、協力会社からは事故収束及び復旧対策に必要な要員等の支援、燃料及び資機材の輸送支援並びに燃料供給会社等からは燃料の供給支援及び迅速な物資輸送を可能とするとともに、中長期的な物資輸送にも対応できるように支援計画を策定する。

イ. 原子力運営管理部長は、他の原子力事業者より、支援に係る人員の派遣、資機材の貸与及び環境放射線モニタリングの支援を受けられる他、原子力緊急事態支援組織からは、被ばく低減のために遠隔操作可能なロボット及び無線重機等の資機材並びに資機材を操作する人員及び発電所までの資機材輸送の支援を受けられるように支援計画を策定する。

さらに、発電所外であらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備と同種の設備、予備品、燃料等）について支援を受けることによって、発電所内に配備している重大事故等対処設備に不具合があった場合の代替手段及び燃料の確保を行い、継続的な重大事故等対策を実施できるよう事象発生後6日間までに支援を受けられる体制を確立する。

また、原子力事業所災害対策支援拠点から、発電所の支援に必要な資機材として、食料、その他の消耗品及び放射線防護資機材を継続的に発電所へ供給できる体制を確立する。

1. 3 手順書の整備

(1) 各GMは、重大事故等発生時において、事象の種類及び事象の進展に応じて、重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるようマニュアルを整備する。

また、使用主体に応じて、運転員が使用するマニュアル（以下「運転操作手順書」という。）及び緊急時対策要員が使用するマニュアル（以下「緊急時対策本部用手順書」という。）を整備する。

さらに、緊急時対策本部用手順書は使用主体に応じて、緊急時対策本部が使用する手順書、緊急時対策本部のうち技術支援組織が使用する手順書及び緊急時対策本部のうち実施組織（当直以外）が使用する手順書に分類して整備する。

ア. 発電GM及び直営作業GMは、全ての交流動力電源及び常設直流電源系統の喪失、安全系の機器若しくは計測器類の多重故障又は複数号炉の同時被災等の過酷な状態において、限られた時間の中で7号炉の原子炉施設の状態の把握及び実施すべき重大事故等対策の適切な判断に必要な情報の種類、その入手の方法及び判断基準を運転操作手順書及び緊急時対策本部用手順書に定める。

イ. 発電GM及び直営作業GMは、パラメータを計測する計器故障時に原子炉施設の状態を把握するための手順、パラメータの把握能力を超えた場合に原子炉施設の状態を把握するための手順及び計測に必要な計器電源が喪失した場合の手順を運転操作手順書及び緊急時対策本部用手順書に定める。

具体的には、表15「15. 事故時の計装に関する手順等」の内容を含むものとする。

ウ. 発電GM及び直営作業GMは、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防ぐために、最優先すべき操作等を迷うことなく判断し実施するため、以下の判断基準を運転操作手順書及び緊急時対策本部用手順書に定める。

(ア) 原子炉停止機能喪失時においては、迷わずほう酸水注入を行えるようにする判断基準

(イ) 炉心の著しい損傷又は格納容器の破損を防ぐために注水する淡水源が枯渇又は使用できない状況においては、設備への悪影響を懸念することなく、迷わず海水注水を行えるようにする判断基準

(ウ) 格納容器圧力が限界圧力に達する前、又は、格納容器からの異常漏えいが発生した場合に、確実に格納容器圧力逃がし装置等の使用が行えるようにする判断基準

(エ) 全交流動力電源喪失時等において、準備に長時間を要する可搬型設備を必要な時期に使用可能とするため、準備に掛かる時間を考慮した手順着手の判断基準

(オ) 炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防ぐために必要な各操作については、重大事故等対処設備を必要な時期に使用可能とするための手順着手の判断基準

(カ) 重大事故等対策時においては、設計基準事故時に用いる操作の制限事項は適用しないようにする判断基準

エ. 発電GM及び防災安全GMは、財産（設備等）保護よりも安全を優先するという社長の方針に基づき、以下の判断基準を手順書に定める。

(ア) 発電GMは、重大事故等発生時の運転操作において、当直副長が躊躇せず指示できる判断基準を運転操作手順書に定める。

(イ) 防災安全GMは、重大事故等発生時の緊急時対策本部の活動において、緊急時対策本部長が方針にしたがった判断を実施するための判断基準を緊急時対策本部用手順書に定める。

オ. 発電GM及び防災安全GMは、発電所内の運転員と緊急時対策要員が連携し、事故の進展状況に応じて具体的な重大事故等対策を実施するため、運転操作手順書及び緊急時対策本部用手順書を適切に定める。

(ア) 運転操作手順は、事故の進展状況に応じて以下のように構成し定める。

a. 警報発生時操作手順書

中央制御室及び現場制御盤に警報が発生した際に、警報発生原因の除去あるいはプラントを安全な状態に維持するために必要な対応操作に使用

b. 事故時運転操作手順書（事象ベース）

単一の故障等で発生する可能性のある異常又は事故が発生した際に、事故の進展を防止するために必要な対応操作に使用

c. 事故時運転操作手順書（徴候ベース）

事故の起因事象を問わず、事故時運転操作手順書（事象ベース）では対処できない複数の設備の故障等による異常又は事故が発生した際に、重大事故への進展を防止するために必要な対応操作に使用

d. 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）

事故時運転操作手順書（徴候ベース）で対応する状態から更に事象が進展し炉心損傷に至るおそれがある場合、又は炉心損傷に至った場合に、事故の拡大を防止し影響を緩和するために必要な対応操作に使用

(イ) 緊急時対策本部は、運転員からの要請あるいは緊急時対策本部の判断により、運転員

の事故対応の支援を行う。緊急時対策本部用手順書として、事故状況に応じた戦略の検討及び現場での重大事故等対策を的確に実施するための必要事項を明確に示した手順を定める。

(ウ) 運転操作手順書は、事故の進展状況に応じて構成を明確化し、手順書相互間を的確に移行できるよう、移行基準を明確に定める。

- a. 異常又は事故の発生時、警報発生時操作手順書により初期対応を行う。
- b. 事象が進展した場合には、警報発生時操作手順書の記載に従い、事故時運転操作手順書（事象ベース）に移行する。
- c. 警報発生時操作手順書及び事故時運転操作手順書（事象ベース）による対応中は、パラメータ（炉心の冷却機能、格納容器の健全性等）を常に監視し、事故時運転操作手順書（徴候ベース）の導入条件が成立した場合には、事故時運転操作手順書（徴候ベース）に移行する。
- d. 事故時運転操作手順書（徴候ベース）の導入条件が成立した場合でも、原子炉スクラム時の確認事項等、事故時運転操作手順書（事象ベース）に具体的内容を定めている対応については事故時運転操作手順書（事象ベース）を参照する。
- e. 異常又は事故が収束した場合は、事故時運転操作手順書（徴候ベース）に従い復旧の措置を行う。
- f. 事故時運転操作手順書（徴候ベース）による対応で事故収束せず炉心損傷に至るおそれがある場合、又は炉心損傷に至った場合は、事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）に移行する。

カ. 発電GM及び防災安全GMは、重大事故等対策実施の判断基準として確認する水位、圧力、温度等の計測可能なパラメータを整理し、運転操作手順書及び緊急時対策本部用手順書に定めるとともに、以下の重大事故等に対処するための事項についても定める。

具体的な手順については、表15「15. 事故時の計装に関する手順等」参照

- (ア) 監視することが必要なパラメータを、あらかじめ選定し、運転操作手順書及び緊急時対策本部用手順書に定めること。
- (イ) 記録の可否、直流電源喪失時における可搬型計測器による計測可否等の情報を運転操作手順書に定めること。
- (ウ) 原子炉施設の状態を監視するパラメータが故障等により計測不能な場合は、他のパラメータにて当該パラメータを推定する方法を緊急時対策本部用手順書に定めること。
- (エ) パラメータ挙動予測、影響評価すべき項目及び監視パラメータ等を緊急時対策本部用手順書に定めること。
- (オ) 有効性評価等にて整理した有効な情報について、運転員が監視すべきパラメータの選定、状況の把握及び事象進展予測並びに対応処置の参考情報とし、運転操作手順書に定めること。

また、有効性評価等にて整理した有効な情報について、緊急時対策要員が運転操作を支援するための参考情報とし、緊急時対策本部用手順書に定めること。

キ. 各GMは、前兆事象として把握ができるか、重大事故を引き起こす可能性があるかを考慮して、設備の安全機能の維持及び事故の未然防止対策をあらかじめ検討しておき、前兆事象を確認した時点で事前の対応ができる体制及び手順を整備する。

(ア) 発電GM及び防災安全GMは、大津波警報が発令された場合、原子炉の停止及び冷却

操作を行う手順、また、所員の高台への避難及び扉の閉止を行い、津波監視カメラ及び取水槽水位計による津波の継続監視を行う手順を整備する。

(イ) 各GMは、台風進路に想定された場合、屋外設備の暴風雨対策の強化及び巡視点検を強化する手順を整備する。

(ウ) 各GMは、前兆事象を伴う事象に対して、気象情報の収集、巡視点検の強化及び前兆事象に応じた事故の未然防止の対応を行う手順を整備する。

ク. 技術計画GMは、発電所敷地内外の固定源に対して、有毒化学物質の確認の実施により、運転・対処要員の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値を下回るようにする手順と体制を定める。

ケ. 技術計画GMは、予期せぬ有毒ガスの発生においても、運転・対処要員に対して配備した防護具を着用すること及び防護具のバックアップ体制を整備することにより、事故対策に必要な各種の指示、操作を行うことができるよう手順と体制を定める。

コ. 技術計画GMは、有毒ガスの発生による異常を検知した場合に、当直長等に連絡し、当直長等は連絡責任者を經由して通信連絡設備により、有毒ガスの発生を必要な要員に周知するための手順を定める。

(2) 各GMは、本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から弁操作又は工具等の使用により速やかに切替えられるよう当該操作等を明確にし、通常時に使用する系統から速やかに切り替えるために必要な手順等を手順書に定める。

1. 4 定期的な評価

(1) 各GMは、1. 1項から1. 3項の活動の実施結果を取りまとめ、1年に1回以上定期的に評価を行うとともに、評価結果に基づき必要な措置を講じ、防災安全GMに報告する。

(2) 防災安全GMは、(1)の活動の評価結果を取りまとめ、1年に1回以上定期的に計画の評価を行うとともに、評価結果に基づき、より適切な活動となるよう必要に応じて、計画の見直しを行う。

(3) 原子力運営管理部長は、1. 1項及び1. 2項の実施内容を踏まえ、1年に1回以上定期的に評価を行うとともに、評価結果に基づき、より適切な活動となるよう必要に応じて、計画の見直しを行う。

重大事故等の発生及び拡大の防止に必要な措置の運用手順等

- 表 1 緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための手順等
- 表 2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等
- 表 3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等
- 表 4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等
- 表 5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等
- 表 6 格納容器内の冷却等のための手順等
- 表 7 格納容器の過圧破損を防止するための手順等
- 表 8 格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等
- 表 9 水素爆発による格納容器の破損を防止するための手順等
- 表 10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等
- 表 11 使用済燃料プールの冷却等のための手順等
- 表 12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等
- 表 13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等
- 表 14 電源の確保に関する手順等
- 表 15 事故時の計装に関する手順等
- 表 16 中央制御室の居住性に関する手順等
- 表 17 監視測定等に関する手順等
- 表 18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等
- 表 19 通信連絡に関する手順等
- 表 20 重大事故等対策における操作の成立性

表 1

<p>操作手順</p> <p>1. 緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための手順等</p>
<p>方針目的</p> <p>運転時の異常な過渡変化時において原子炉の運転を緊急に停止させるための設計基準事故対処設備が機能喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入、原子炉冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制、自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止により、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器の健全性を維持することを目的とする。</p> <p>また、自動での原子炉緊急停止及び手動による原子炉緊急停止ができない場合は、原子炉出力の抑制を図った後にほう酸水注入により未臨界に移行することを目的とする。</p>

対応手段等

フロントライン系故障時

1. 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入

当直副長は、運転時の異常な過渡変化時において、原子炉の運転を緊急に停止することができない事象（以下「スクラム不能異常過渡事象」という。なお、スクラム不能異常過渡事象とは、ATWSのことをいう。）が発生するおそれがある場合又はスクラム不能異常過渡事象が発生した場合は、代替制御棒挿入機能により、制御棒が自動で緊急挿入するため、原子炉が緊急停止したことを確認する。

また、代替制御棒挿入機能により制御棒が自動で緊急挿入しなかった場合は、中央制御室からの手動操作により代替制御棒挿入機能等を作動させて制御棒を緊急挿入し、原子炉を緊急停止する。

(1) 手順着手の判断基準

原子炉自動スクラム信号が発信した場合又は原子炉手動スクラム操作をした場合。

2. 原子炉冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制

当直副長は、スクラム不能異常過渡事象が発生した場合は、代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能により原子炉冷却材再循環ポンプが自動で停止するため、炉心流量が低下し、原子炉出力が抑制されたことを確認する。

また、代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能により原子炉冷却材再循環ポンプが自動で停止しなかった場合は、中央制御室からの手動操作により原子炉冷却材再循環ポンプを停止し、原子炉出力を抑制する。

(1) 手順着手の判断基準

事故時運転操作手順書（徴候ベース）「スクラム」（原子炉出力）の操作を実施しても、ペアロッド1組又は制御棒1本よりも多くの制御棒が未挿入の場合。（制御棒操作監視系の故障により、制御棒の位置が確認できない場合もスクラム不能異常過渡事象と判断する）

以降、上記同様に作成

e. 第118条（所員への保安教育）、第119条（協力企業従業員への保安教育）

【記載の要点】

- 重大事故等及び大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動に関わる者に対する教育訓練を、第118条（所員への保安教育）、第119条（協力企業従業員への保安教育）へ追加。
- 非常の場合に講ずべき処置に関する教育として、重大事故等発生時及び大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する事項を含める。
- 実施時期は年1回以上とし、反復教育を行う。

【記載例】

（所員への保安教育）

第118条 原子炉施設の運転及び管理を行う所員への保安教育を実施するにあたり、具体的な保安教育の内容及びその見直し頻度を「保安教育マニュアル」に定め、これに基づき次の各号を実施する。

（1）原子力人材育成センター所長は、毎年度、原子炉施設の運転及び管理を行う所員への保安教育実施計画を表118-1、2、3の実施方針に基づいて作成し、原子炉主任技術者及び所長の確認を得て原子力・立地本部長の承認を得る。

（途中省略）

表118-1 所員への保安教育実施方針（総括表）

保安教育の内容					対象者と教育時間		
大分類	中分類(実用炉規則第92条の内容)	小分類(項目)	内容	実施時期	運転員<分類省略>	運転員以外の技術系所員	事務系所員
その他反復教育	非常の場合に講ずべき処置に関すること		緊急事態応急対策等、原子力防災対策活動に関すること	1回/年以上	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)	◎ (1時間以上)
			重大事故等発生時及び大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動に関すること				

(協力企業従業員への保安教育)

第119条 各GMは、原子炉施設に関する作業を協力企業が行う場合、当該協力企業従業員の発電所入所時に安全上必要な教育が表119の実施方針に基づいて実施されていることを確認する。なお、各GMは、教育の実施状況を確認するため、教育現場に適宜立ち会う。

ただし、各GMが、別途定められた基準に従い、各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認められた者については、該当する教育について省略することができる。

(途中省略)

5. 各GMは、火災、重大事故等発生時及び大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する業務の補助を請負会社に行わせる場合は、当該業務に従事する請負会社従業員に対し、安全上必要な教育が表118-1の実施方針のうち「運転員以外の技術系所員」に準じる保安教育（火災発生時の措置に関すること、緊急事態応急対策等、原子力防災対策活動に関すること（重大事故等発生時及び大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動を含む））の実施計画を定めていることを確認し、原子炉主任技術者及び所長の確認を得て原子力・立地本部長の承認を得る。

6. 各GMは、第3項、第4項及び第5項の保安教育実施計画に基づき保安教育が実施されていることを確認し、その実施結果を年度毎に所長及び原子力・立地本部長に報告する。なお、教育の実施状況を確認するため教育現場に適宜立ち会う。

4.3 LCO・要求される措置・AOTの設定方針

省令改正に伴い、原子炉施設に重大事故等対処施設が追加され、保安規定審査基準では、審査において確認すべき事項のうち LCO/AOTに係る基準に「重大事故等対処設備」が追加された。

実用炉規則第92条第1項第8号イからハまで

発電用原子炉施設の運転に関する体制、確認すべき事項、異状があった場合の措置等

○ 発電用原子炉施設の重要な機能に関して、安全機能を有する系統及び機器、重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成する設備を含む。）等について、運転状態に対応した運転上の制限（Limiting Conditions for Operation。以下「LCO」という。）、LCOを逸脱していないことの確認（以下「サーベイランス」という。）の実施方法及び頻度、LCOを逸脱した場合に要求される措置（以下単に「要求される措置」という。）並びに要求される措置の完了時間（Allowed Outage Time。以下「AOT」という。）が定められていること。

なお、LCO等は、許可を受けたところによる安全解析の前提条件又はその他の設計条件を満足するように定められていること。

重大事故等対処設備は新規に設置する設備以外に、従来から設計基準事故対処設備としてLCOを設定していた設備のうち、重大事故等に対処するために利用する設備も含まれることから、これらの設備に対するLCO、要求される措置及びAOTについても合わせて考え方をまとめるものである。

(1) LCO 設定の考え方

可搬型重大事故等対処設備のうち、可搬型代替電源設備及び可搬型注水設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）については設置許可基準規則第43条第3項第1号の解釈において「1基あたり2セット以上を持つこと」が要求されていることから、2NをLCOとする。（以下、本設備を「2N要求の可搬型重大事故等対処設備」という。）

その他の重大事故等対処設備については、基本的には1NをLCOとし、各個別設備に対する設置許可基準規則の要求を踏まえて設定する。

なお、設置許可基準規則の要求を踏まえた多様な目的に対して、同一システムを使用する場合は、一括りにまとめてLCOを設定することができる。

（添付－1「運転上の制限に係る重大事故等対処設備の系統毎の括り方について」）

設置許可基準規則	解 釈
<p>（重大事故等対処設備） 第四十三条 3 可搬型重大事故等対処設備に関しては、第一項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。 一 想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え、十分に余裕のある容量を有するものであること。</p>	<p>第43条（重大事故等対処設備） 5 第3項第1号について、可搬型重大事故等対処設備の容量は、次によること。 (a) 可搬型重大事故等対処設備のうち、<u>可搬型代替電源設備及び可搬型注水設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）</u>にあつては、必要な容量を賄うことができる<u>可搬型重大事故等対処設備を1基あたり2セット以上を持つこと。</u> これに加え、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを工場等全体で確保すること。 (b) 可搬型重大事故等対処設備のうち、可搬型直流電源設備等であつて負荷に直接接続するものにあつては、1負荷当たり1セットに、工場等全体で故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを加えた容量を持つこと。 (c) 「必要な容量」とは、当該原子炉において想定する重大事故等において、炉心損傷防止及び格納容器破損防止等のために有効に必要な機能を果たすことができる容量をいう。</p>

なお、当該重大事故等対処設備のすべての機能について同等の機能を持つ他の重大事故等対処設備として、性能、頑健性、準備時間が問題ないことを技術的能力審査基準への適合性において確認された設備^{*1}が確保されている場合は、LCO逸脱とはみなさないこととする。

ただし、設置許可基準規則の設備要求、技術的能力審査基準の手順要求による設備を維持できない場合は除く。

（添付－2「同等の機能を持つ他の重大事故等対処設備等について」）

（添付－3「AOT延長に活用する設備の妥当性確認」）

※1： 柏崎刈羽原子力発電所の例

「可搬型直流電源設備（逃がし安全弁用）」に対する「可搬型蓄電池（逃がし安全弁用）」

上記考え方を踏まえて以下にLCO設定の考え方をまとめる。

a. 常設重大事故等対処設備に対する LCO 設定

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有する設備「1 系統」を LCO とする。

なお、常設重大事故等対処設備には様々な設備があることから、以下にそれぞれの LCO 設定の考え方を例示する。

(a) 系統・機器

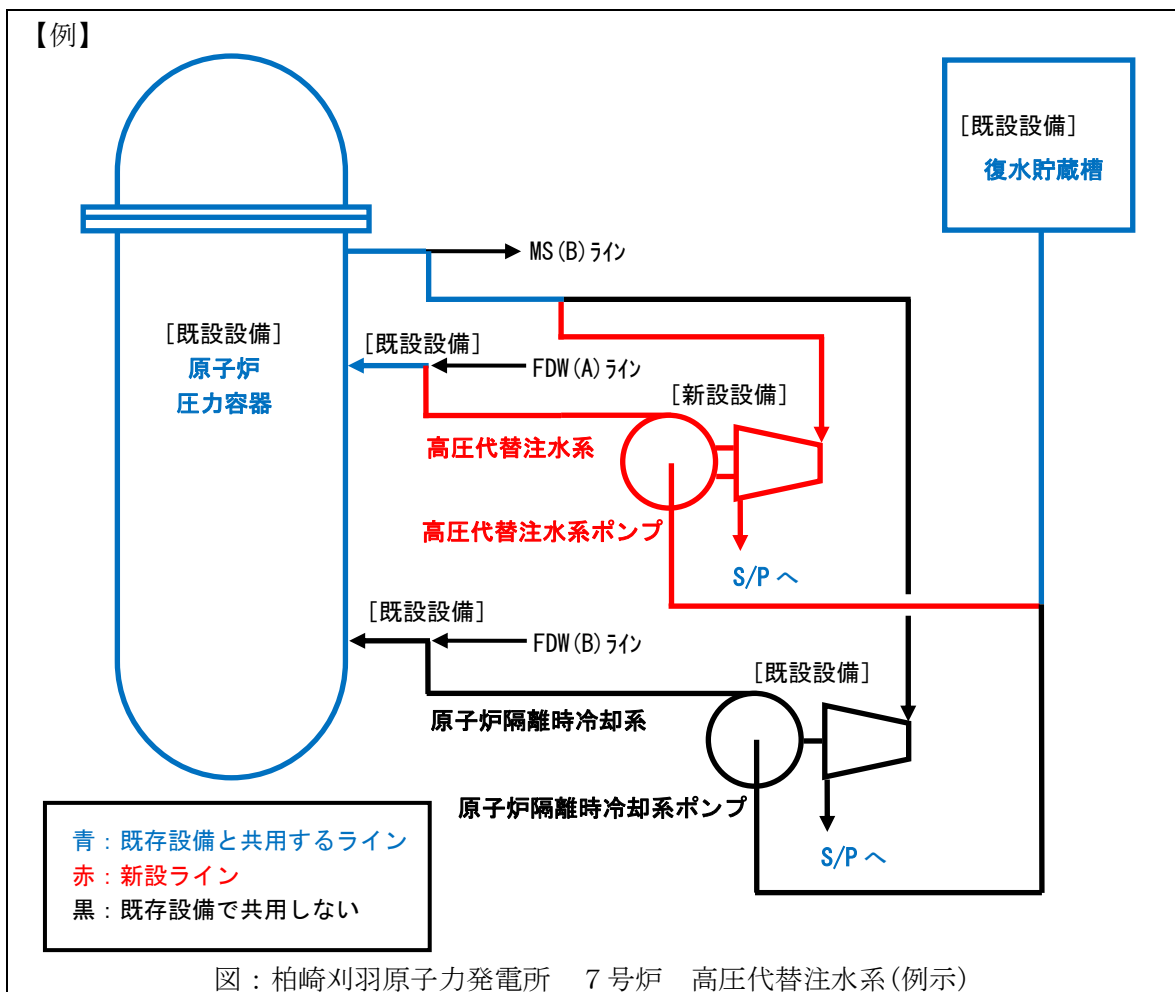
当該設備が要求される機能を発揮するために必要な系統について LCO を設定する。また、原子炉施設と接続されていない常設の設備については、「必要な系統」に接続するために必要な資機材（一般工具は対象外）を含むこととする。

①新設設備

当該設備が要求される機能を必要とする原子炉の状態において LCO を設定する。

②既設設備

従来から設計基準事故対処設備として LCO が設定されている系統を利用して重大事故等に対処する場合、従来設定されていた LCO を適用する原子炉の状態から新たに適用する原子炉の状態を追加する必要がある系統については、LCO を追加設定する。



(b) 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

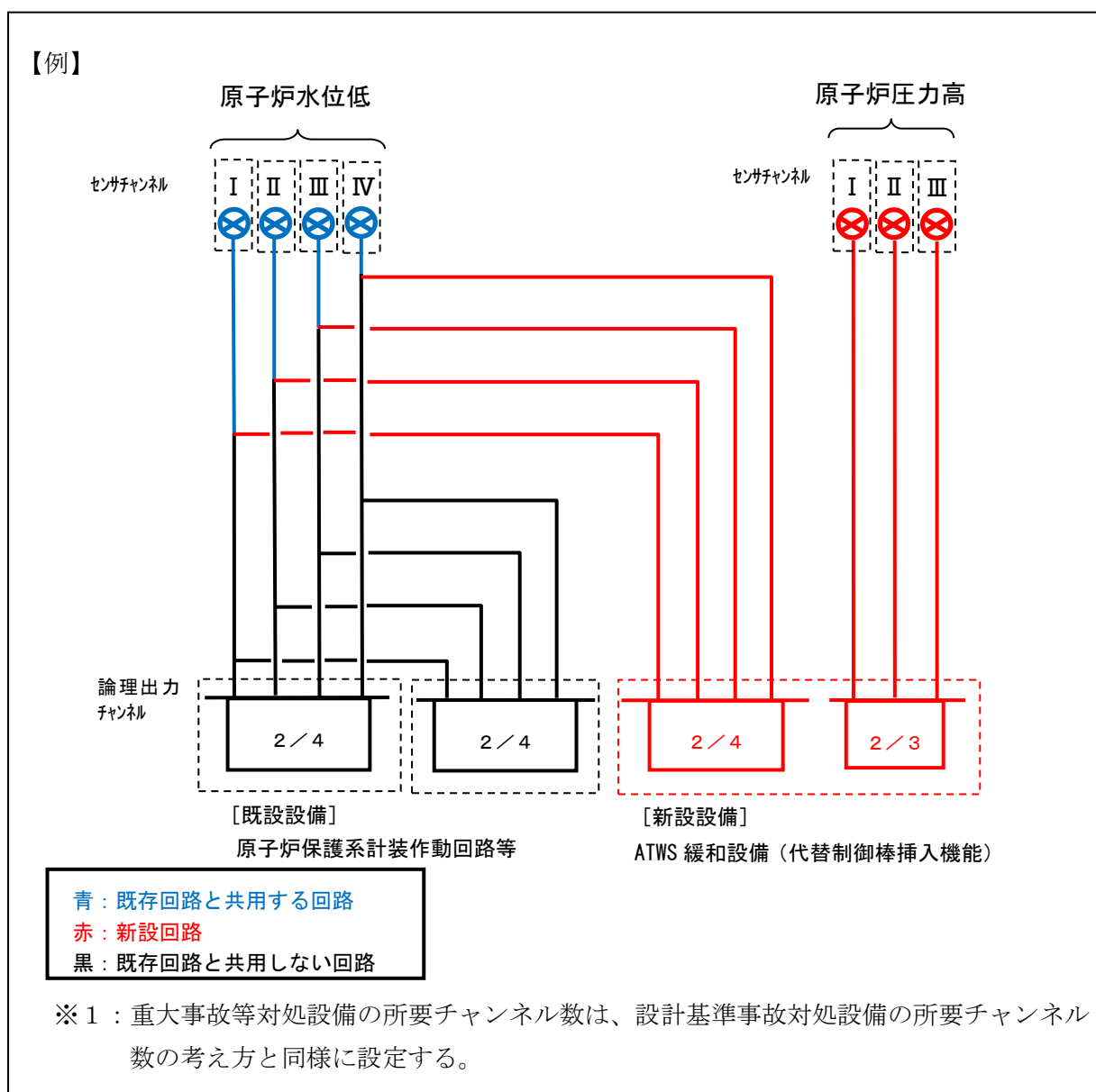
当該設備が要求される機能を発揮するために必要な「論理回路」及び当該論理回路に入力される「所要チャンネル数」について LCO を設定する。

①新設設備

当該設備が要求される機能を必要とする原子炉の状態において LCO を設定する。

②既設設備

従来から設計基準事故対処設備として LCO が設定されている設備を利用して重大事故等に対処する場合、従来設定されていた LCO を適用する原子炉の状態から新たに適用する原子炉の状態を追加する必要がある設備については、LCO を追加設定する。



(c) 計装設備

重大事故等対処設備に該当する計装設備については、既に保安規定に LC0 を設定している「事故時計装」を参考に、動作可能であるべき「所要チャンネル数」について LC0 を設定する。

設計基準事故対処設備の「事故時計装」については、事故の状態を把握し対策を講じるために必要なパラメータを監視できる機能を確保するために、適用される原子炉の状態において動作可能であるべき所要チャンネル数を LC0 として規定している。この LC0 に対する考え方は設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備で異なるものではないことから、重大事故等への対応上必要なパラメータを監視する計装設備についても同様に適用することが妥当である。

①新設設備

当該設備が要求される機能を必要とする原子炉の状態において LC0 を設定する。

②既設設備

従来から設計基準事故対処設備として LC0 が設定されている設備を利用して重大事故等に対処する場合、従来設定されていた LC0 を適用する原子炉の状態から新たに適用する原子炉の状態を追加する必要がある設備については、LC0 を追加設定する。

(添付－4「重大事故等対処設備のうち計装設備の保安規定への規定について」)

(保安規定記載例は、別紙－3「具体的な記載例（柏崎刈羽原子力発電所の例）」参照)

(d) その他の設備

・緊急時対策所

緊急時対策所は参考とする LC0 を設定している設計基準事故対処設備がない設備である。

緊急時対策所は設計基準事故対処設備としては重要度分類指針において「緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能」として「MS-3」に分類されているが、重大事故等対処設備に位置付けられたことから、「MS-2」の「異常状態への対応上特に重要な構築物、系統及び機器」に相当するものとして、既に「MS-2」に分類されて LC0 が設定されている設計基準事故対処設備の「事故時計装」の LC0 を参考として緊急時対策所の LC0 を設定する。

具体的な考え方を以下に示す。

(保安規定記載例は、別紙－3「具体的な記載例（柏崎刈羽原子力発電所の例）」参照)

【電源設備】

「緊急時対策所用電源設備」については、設置許可基準規則第61条及び技術基準規則第76条の解釈1. c) の定めにより、代替電源設備を含めて「2台」を LC0 とする。

なお、可搬型電源設備により給電可能な場合は、注釈にて「緊急時対策所用

発電機には、可搬型代替交流電源設備 1 台を含めることができる。」等を記載することとする。

c) 緊急時対策所は、代替交流電源からの給電を可能とすること。
また、当該代替電源を含めて緊急時対策所の電源は、多重性又は多様性を有すること。

【換気空調設備】

「可搬型陽圧化空調機」について個別機器として LCO 管理した場合、系統を構成するダクト・ダンパ等の機能喪失が LCO 管理対象として明確とならないことから、「可搬型陽圧化空調機系」として「系統」で LCO 管理する。

なお、「緊急時対策所遮蔽」について、その機能である遮蔽の寸法（厚さ）については設備設計・建設段階で担保し、建設時の状態が維持されていることを保全計画に基づく点検により確認（ひび割れの有無等）するものであり、建物の壁等については運用による厚さの変化や故障により機能喪失するものではないことから LCO を設定して運用管理する対象とはしない。

・通信連絡設備

【安全パラメータ表示システム (SPDS)】

安全パラメータ表示システム (SPDS) は、A 系、B 系など多重化されている場合は「A 系」または「B 系」のいずれかが動作可能であれば機能は果たせることから、いずれかの「1 系列」を LCO とする。

なお、サーバー切替等により一時的にデータ伝送が停止する場合については、一時的なものであることから LCO を満足していないとはみなさないこととする。また、代替手段を確保したうえで行う計画的な保全又は機能試験によるデータ伝送の停止は、代替手段を確保したうえで行うものであることから LCO を満足していないとはみなさないこととする。

【統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備】

統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備については、「テレビ会議システム」、「IP-電話機」または「IP-FAX」のいずれかが動作可能であれば通信連絡機能は果たせることから、いずれかの「1 系列」が動作可能であることを LCO とする。

b. 2N 要求の可搬型重大事故等対処設備に対する LCO 設定

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有する設備「1 基当たり 2 セット」を LCO とし、当該設備が要求される機能を発揮するために必要な系統（接続に必要な資機材を含む）について LCO を設定することとし、設定の考え方は上記 a.-(a) 同様とする。

2N 要求の可搬型重大事故等対処設備については、設置許可基準規則第 4 3 条第 3 項第 1 号の解釈においてバックアップ（予備機）の確保の要求があるが、このバックアップは故障時及び保全による待機除外時においても「1 基当たり 2 セット」確保するために配備するものであることから、LCO にはこのような重大事故等の対処に必要な機能の担保とならないバックアップ（予備機）は含めないこととする。

また、複数の号炉間で共用する場合は、各号炉の原子炉の状態に対する所要の2N要求の可搬型重大事故等対処設備の合計数がLC0となる。
(保安規定記載例は、別紙-3「具体的な記載例(柏崎刈羽原子力発電所の例)」参照)

なお、重大事故等の対処に必要な機能の担保となるバックアップ(予備機)については、LC0に含めることとする。

(添付-5「LC0にバックアップ(予備機)を含める事例」)

c. 2N要求以外の可搬型重大事故等対処設備に対するLC0設定

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有する設備「1基当たり1セット」(可搬型重大事故等対処設備のうち「可搬型直流電源設備等であって負荷に直接接続するもの」については、「1負荷当たり1セット」)をLC0とし、当該設備が要求される機能を発揮するために必要な系統(接続に必要な資機材を含む)についてLC0を設定することとし、設定の考え方は上記a.-(a)同様とする。ただし、「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」の放水設備については設置許可基準規則第55条及び技術基準規則第70条の解釈1. d)の定めにより、「発電用原子炉施設基数の半数以上」をLC0とする。

d) 放水設備は、複数の発電用原子炉施設の同時使用を想定し、工場等内発電用原子炉施設基数の半数以上を配備すること。

「可搬型直流電源設備等であって負荷に直接接続するもの」については設置許可基準規則第43条第3項第1号の解釈においてバックアップ(予備機)の確保の要求があるが、このバックアップは故障時及び保守点検による待機除外時においても「1負荷当たり1セット」確保するために配備するものであることから、LC0にはこのような重大事故等の対処に必要な機能の担保とならないバックアップ(予備機)は含めないこととする。

また、複数の号炉間で共用する場合は、各号炉の原子炉の状態に対する所要の2N要求以外の可搬型重大事故等対処設備の合計数がLC0となる。

なお、重大事故等の対処に必要な機能の担保となるバックアップ(予備機)については、LC0に含めることとする。

(添付-5「LC0にバックアップ(予備機)を含める事例」)

d. 流路を構成する設備に対するLC0設定

重大事故等の対応に必要な設備の流路、バウンダリを構成する設備についても重大事故等対処設備に位置づけられている。

これらの設備に要求される機能は、流路、バウンダリを維持することであり、その機能が喪失した場合には、これらの設備を流路、バウンダリとして使用する機能(例：代替炉心注水機能、代替格納容器スプレイ冷却機能)の喪失となる。

重大事故等対処設備に対するLC0は、既存の設計基準事故対処設備に対するLC0と同様に、ポンプ、流路、水源等を含む「系統」としてLC0を設定し、流路、バウンダ

りを構成する設備についても「系統」に含まれ、「系統」の LCO の中で管理する。

即ち、プラント運転中に流路からの漏えい等の異常が発生した場合、その漏えい等の異常により当該流路を使用する系統の機能が喪失するかを判断し、機能が喪失すると判断した場合は、当該流路を使用する系統が動作不能と判断し、LCO 逸脱時の措置を行う。

e. 有効性評価、感度解析と LCO 所要数の考え方

LCO 所要数については、上述 a. から c. に基づくとともに、この所要数は、保安規定審査基準に基づき「安全解析の前提条件又はその他の設計条件を満足すること」として、有効性評価の前提を満足するように設定する。

また、有効性評価において、ベースケースに加えて、評価条件を変更した感度解析を実施している場合、いずれも重大事故等への対応の有効性を確認したものであるため、解析上保守的な値を LCO の所要数とする。

ただし、設置許可本文（本文十号 有効性評価）に記載された評価条件については、この記載により設置が許可されるものであることから、設置許可本文記載の条件を LCO の所要数とする。

なお、有効性が確認された感度解析の評価条件を満足するような場合^{※2}における LCO 逸脱時の措置については、設置許可本文に記載された評価条件の数量を LCO 所要数として設定したうえで、要求される措置を見直すこととする^{※3}。

※2：有効性が確認された感度解析の評価条件を満足するような場合、原子炉設置（変更）許可申請書添付書類十（重大事故等に対する対策の有効性評価）における感度解析により、原子炉設置（変更）許可申請書本文十号に示す評価項目となるパラメータに対して与える影響が小さいことを確認し、その旨を原子炉設置（変更）許可申請書添付書類十に記載した場合をいう。

※3：要求される措置を見直す例として、上記考え方に基づく AOT の見直しについては、(2) c. (e) 項に記載する。

f. LCO を適用する原子炉の状態

各重大事故等対処設備に対する LCO を適用する原子炉の状態については、技術的能力審査基準の 1.0 から 1.19（設置許可基準規則第 4 3 条～第 6 2 条）の項目毎に整理する。

なお、複数プラントを有する発電所において、プラント間で共用される設備（例：TSC 設備）として LCO 設定される場合には、LCO 除外期間を設けたとしても、プラント運転工程によっては、保安規定に基づく予防保全を目的とした計画的な運転上の制限外への移行措置（以下、「青旗作業」という。）を適用せざるを得ない可能性が高い。なおかつ、その場合は予め保全の時期を定めた上で、必要な安全措置を検討し、保安規定へ定める必要がある。

従って、BWR 電力内のサイト相違や今後の運用・実態を踏まえ、複数プラントを有する発電所について、上記に該当する設備は LCO 適用期間を常時とし、保全作業時により待機除外となる際は「青旗作業」を適用し、計画的に運転上の制限外に移

行することとする。

(添付－6 「重大事故等対処設備の LCO を適用する原子炉の状態について」)

(2) AOT 設定の考え方

重大事故等対処設備の AOT については、設計基準事故対処設備の機能喪失を前提に規制上の要求があることを踏まえて設計基準事故対処設備の AOT を参考として設定することとする。

なお、今回、重大事故等対処設備に対して設定する AOT については、重大事故等対処設備の運用実績がないことから、実績のある設計基準事故対処設備の AOT を参考として設定するものであるが、今後、重大事故等対処設備の運用実績等を活用した見直しを行うものとする。

また、重大事故等対処設備のうち重大事故防止設備については代替する設計基準事故対処設備の AOT の考え方を参考とできるが、重大事故緩和設備については代替する設計基準事故対処設備がないため、重大事故防止設備と同様の考え方を適用することは難しいと考えられる。

重大事故緩和設備は重大事故防止設備の後段の設備として重大事故等発生時の影響緩和のために使用する設備であり、重大事故防止設備より位置付けが重いものであることから、この点についても AOT 設定の考え方として整理することとする。

a. 参考とする設計基準事故対処設備の AOT

重大事故防止設備が参考とする設計基準事故対処設備の AOT は、平成 12 年に米国 STS を参考に、日本の運転経験に基づき合理的と判断された値として設定したものであり、その後 13 年間に亘る運転経験において LCO 逸脱時における AOT の長さに係る不具合等は発生していない実績のある値である。

重大事故防止設備が参考とする設計基準事故対処設備として、ECCS 機器の AOT を確認すると「10 日間」が多く設定され、一部（事故時計装等）について「30 日間」があり、この「30 日間」が最長の AOT として設定されていることから、重大事故等対処設備の AOT の上限は「30 日間」とする。

(添付ー 7 「参考とする設計基準事故対処設備の AOT 及び要求される措置の例」)

なお、参考とする設計基準事故対処設備の AOT を重大事故等対処設備の AOT に採用することについては、重大事故等は設計基準事故よりも起こりにくいことを考慮すると安全側な値となるため妥当なものである。

ただし、重大事故等対処設備の LCO 逸脱時には、原則、LCO 逸脱と判断した当該重大事故等対処設備に対応する設計基準事故対処設備が動作可能であることの確認^{※4}を行うこととする。

※4：対応する設計基準事故対処設備の確認方法

対応する設計基準事故対処設備が動作可能であることの確認は、当該設計基準事故対処設備(サポート系を含む)の至近のサーベイランス記録を確認するとともに、さらなる信頼性を確保するために、フロントライン系について、当該の安全機能として必要な系列数(1N)を起動することにより行う。

b. 重大事故等対処設備に対する AOT 設定の考え方

(a) 重大事故防止設備と重大事故緩和設備の AOT の設定

① 重大事故防止設備の AOT

上記 a. で述べたとおり、重大事故防止設備が参考とする設計基準事故対処設備の AOT を採用することについては、対応する設計基準事故対処設備が動作可能である場合の重大事故等の起こりにくさを考慮すると安全側な設定として適用可能と考えることから、参考とする設計基準事故対処設備の AOT を参考として設定することとする。

② 重大事故緩和設備の AOT

重大事故緩和設備の AOT 設定の考え方については、重大事故防止設備の AOT 設定の考え方を踏まえて設定することとするが、重大事故緩和設備については直接参考とする設計基準事故対処設備がないことから、その目的（例：放射性物質の拡散抑制機能等）に応じて対応する設計基準事故対処設備（例：格納容器スプレイ系等）の AOT を参考として設定することとする。

(b) 他の重大事故等対処設備の活用による AOT の延長

動作不能となった重大事故等対処設備の機能を代替することができる設備として、原子炉設置（変更）許可申請書（技術的能力）において当該重大事故等対処設備と同等な機能を持つ他の重大事故等対処設備^{※5}、及び自主対策設備（他の基準への適合性において重大事故等対処設備として整理されているものに限る）として整理されている設備（以下、「同等な重大事故等対処設備」という。）がある。

（添付－2 「同等の機能を持つ他の重大事故等対処設備等について」）

（添付－3 「AOT 延長に活用する設備の妥当性確認」）

※5：(1)に基づき、設置許可基準規則の設備要求、技術的能力審査基準の手順要求による設備を維持できる場合は、AOT 延長のための代替設備ではなく、LC0 逸脱とはみなさない。（以下同様）

この同等な重大事故等対処設備には性能・頑健性は満足するが、必要な時間内に準備できないものがあり、その場合は「災害対策要員の増員」や「可搬型設備の配置変更」等の準備時間短縮に係る補完措置を行うことで、当該重大事故等対処設備と同等の機能を有するとみなすことができる。

したがって、同等な重大事故等対処設備が動作可能であり、必要な補完措置が完了した場合（補完措置が必要な場合に限る。以下同様）においては、LC0 逸脱からの復帰はできないものの、AOT を延長することは可能と考える。

(c) 自主対策設備の活用による AOT の延長

重大事故等対処設備の機能を一部補完することができる設備として、「技術的能力審査基準」への適合性において「自主対策設備」が示されている。

AOT 延長のために活用する自主対策設備については、重大事故等対処設備と同等の管理を行うことに加えて補完措置を実施することにより重大事故等対処設備と同等の機能を発揮し得るものとする。

(添付－2 「同等の機能を持つ他の重大事故等対処設備等について」)

(添付－3 「AOT 延長に活用する設備の妥当性確認」)

したがって、自主対策設備が動作可能であることを確認^{※6}した場合においては、LCO 逸脱からの復帰はできないものの、AOT を延長することは可能と考える。

なお、自主対策設備については、補完措置を行っても AOT 延長に活用（重大事故等対処設備と同等の機能を発揮）できないものがあることから、「LCO 逸脱時の要求される措置」に活用可能な自主対策設備（具体的な名称を保安規定に記載）について補完措置の実施内容とともに定めることとする。

※6：「自主対策設備が動作可能であることの確認」は、当該自主対策設備について起動等により動作可能であることを確認するとともに、自主対策設備は重大事故等対処設備に対して準備に必要な時間などの面で不足している部分があることから、それらの不足分を補う「補完措置」（災害対策要員の増員、可搬型設備の配置変更等のあらかじめ定めた必要な措置）を行うことも「動作可能であること」に含まれる。

なお、自主対策設備の性能を確認する方法として、保安規定第8章（施設管理）に基づく保全活動により所定の機能を発揮しうることを確認した記録を保存し、当該自主対策設備を AOT 延長に活用する際には当該記録を原子炉主任技術者が確認することとする。

(d) AOT 延長に活用する設備の妥当性、施設管理について

①上記(b)項及び(c)項で AOT 延長に活用することとした設備については、保安規定に定めるとともに添付－3 に示す内容を保安規定個別条文の審査において説明することにより、その妥当性を示すものとする。

なお、各設備の待機状態の確認方法については以下のとおりとする。

重大事故等対処設備 (添付－3 ①、②)	現状の待機状態確認により判断 理由：定期的なサーベイランス及び巡視点検により異常がないことを確認しており、健全性は担保できる。
自主対策設備 (添付－3 ③)	現状の待機状態確認により判断 理由：定期的なサーベイランス及び巡視点検により異常がないことを確認しており、健全性は担保できる。
自主対策設備 (添付－3 ④) (上記以外)	起動試験、又は運用中の状態確認により判断 理由：定期的なサーベイランスを実施していないため、運転状態により判断する。 (性能の確認方法は、個別条文の審査において説明)

また、AOT 延長の担保とする自主対策設備については、保安規定第8章（施設管理）に基づく保全活動により保全重要度を「高」として管理するとともに、

所定の機能を発揮しうることを確認した記録を保存することとし、当該自主対策設備を AOT 延長に活用する際には当該記録を原子炉主任技術者が確認することとする。

② AOT 延長に活用する重大事故等対処設備及び自主対策設備の具体例

添付-2 の表-2 に示すとおり、LC0 対象機器に期待する機能に対してフロントライン系故障時とサポート系故障時に必要となる対応手段を絞り込み、すべての要求機能に共通する、重大事故等対処設備及び自主対策設備（他の基準への適合性において重大事故等対処設備として整理されているものを含む）を AOT 延長に活用することとする。

(e) 可搬型重大事故等対処設備(2N 要求)の AOT 設定の考え方

2N 要求の可搬型重大事故等対処設備が 2N 未満(1N 以上)となった場合の AOT については、要求数量 2N を満たしていないこと、及び離隔・分散配置が成立しないことから LC0 逸脱となるが、現行の保安規定における設計基準事故対処設備に対する AOT の考え方(「1/2 故障」と「全て故障」を分けて設定)を参考に、「1N の場合」(1/2 故障)と「0N の場合」(全て故障)の 2 段階に分けて AOT を設定することとする。

c. 重大事故等対処設備に対する具体的な AOT の設定

設計基準事故対処設備のうち ECCS 機器の AOT を参考とする場合の重大事故等対処設備の AOT は、基本的に以下の(a)及び(b)の考え方により設定することとし、設計基準事故対処設備のうち ECCS 機器以外の AOT を参考とする場合の重大事故等対処設備の AOT は、基本的に以下の(c)の考え方により設定する。

また、プラント停止等の AOT については(d)の考え方により設定する。

(a) 常設重大事故等対処設備及び 2N 要求以外の可搬型重大事故等対処設備に対する AOT 設定（設計基準事故対処設備のうち ECCS 機器の AOT を参考とする場合）

設計基準事故対処設備は単一故障が発生しても機能が維持できるように、各機能について多重性や多様性を持たせた設計としており、特に重要な安全機能に係る設備については、1/2 故障時の LC0 逸脱時においても安全機能が確保されている（安全機能の低下のみ）ため、適用される原子炉の状態の中（プラントの運転を継続した状態）での復旧に対する AOT を許容しており、すべての系統が動作不能な場合にはプラント停止することとしている。

一方、重大事故等対処設備(2N 要求の可搬型重大事故等対処設備を除く。)は「1N」を LC0 として設定することから、LC0 逸脱時において「残りの系統」はない(全ての系統が動作不能な場合となる)ことから、設計基準事故対処設備の AOT の考え方を参考とすると AOT は「0 時間」(プラント停止)となるが、重大事故等の起こりにくさを考慮すると「故障の状況を把握し、軽微な故障である場合にはプラント停止せずに補修する時間を確保する」ことは許容されるものと考えられる。

ただし、上記 a. で述べたとおり、重大事故等対処設備の LCO 逸脱時には LCO 逸脱と判断した当該重大事故等対処設備に対応する設計基準事故対処設備が動作可能であることの確認が必要である。

具体的な AOT を以下に示す。

(添付－8「設計基準事故対処設備のうち ECCS 機器の AOT を参考とする場合の重大事故等対処設備の基本的な AOT と要求される措置」)

① 1 N 要求の重大事故等対処設備が LCO 逸脱となった場合は、残りの系統（重大事故等対処設備）がない状態となるが、LCO 逸脱となった重大事故等対処設備に「対応する設計基準事故対処設備が動作可能であることを確認した場合」、軽微な補修のための期間として、1 日目に故障状況把握・隔離、2 日目に補修、3 日目に復旧の計「3 日間」を AOT として設定することとする。

有効性が確認された感度解析の評価条件を満足する場合は、(e) の考え方により AOT を延長することも可能とする。

② 当該重大事故等対処設備の機能を代替することができる同等な重大事故等対処設備を AOT 延長に活用する場合は、当該設備を個別条文に定めることとし、その妥当性については添付－3 に示す内容により個別条文の審査において説明する。

1 N 要求の重大事故等対処設備が LCO 逸脱となった場合、「安全機能が低下した状態」となるが、対応する設計基準事故対処設備が動作可能であることの確認及び同等な重大事故等対処設備を確保（補完措置含む）することで、当該重大事故等対処設備の機能を代替することができることから「安全機能が元の水準まで回復した」ものとして LCO 復帰とすることも可能と考えるが、補完措置には災害対策要員の増員等の通常とは異なる体制であることから LCO 復帰とはせず、要求される措置を行う（当該重大事故等対処設備を復旧する。）こととする。

また、補完措置（災害対策要員の増員等）が維持されている限り AOT を無期限とすることも可能と考えられるが、運用上、重大事故等対処設備の上限の AOT とした「30 日間」までの AOT 延長として制限を設けることとする。

なお、補完措置（災害対策要員の増員等）を本来の AOT (3 日間) 以内に完了できない場合は AOT の延長は許容されない。また、AOT 延長後に補完措置が維持できなくなった場合は AOT の延長はその時点でキャンセルとなる。

具体的には、本来の AOT である「3 日以内」に「同等な重大事故等対処設備が動作可能であることの確認（補完措置含む）ができた場合」、AOT を「3 日間」から上記 a. にて重大事故等対処設備の運用上の上限の AOT とした「30 日間」まで延長することとする。

③ 自主対策設備を確保（補完措置^{*7}含む）又は当該機能を補完する代替措置^{*8}をあらかじめ定め、原子炉主任技術者の確認の上実施することで、その機能を

一部補完することができる。

なお、AOT 延長のために活用する自主対策設備については、重大事故等対処設備と同等の管理を行うことに加えて補完措置を実施することにより重大事故等対処設備と同等の機能を発揮し得るものとする。これらの設備を AOT 延長に活用する場合は、当該設備を個別条文に定めることとし、その妥当性については添付－3 に示す内容により個別条文の審査において説明する。

1 N 要求の重大事故等対処設備が LCO 逸脱となった場合、「安全機能が低下した状態」となるが、対応する設計基準事故対処設備が動作可能であることを確認し、自主対策設備または当該機能を補完する代替措置を確保（新たな手段を確保）することにより「低下した安全機能を元の水準近くまで高める」効果を期待できるものとするが、「安全機能は完全に元の水準までは回復していない」ことから LCO 復帰とできるものではない。

自主対策設備または当該機能を補完する代替措置を確保した場合の AOT は、前述のとおり「低下した安全機能を元の水準近くまで高める効果を期待できる」と考えられるが、補完措置には災害対策要員の増員等が含まれていること、及び自主対策設備または代替措置は機能の一部を補完するものであることから、運用上の上限の AOT とした「30 日間」までの AOT 延長ではなく、参考とする設計基準事故対処設備のうちの ECCS 機器の 1/2 故障時に多く設定されている「10 日間」までの AOT 延長とする。

なお、補完措置（災害対策要員の増員等）を本来の AOT(3 日間)以内に完了できない場合は AOT の延長は許容されない。また、AOT 延長後に補完措置が維持できなくなった場合は AOT の延長はその時点でキャンセルとなる。

※7： 補完措置については b.-(c) 同様。

※8： すべての機能において自主対策設備があるものではないことから、「外部からの代替品の配備」、「LCO 逸脱期間中における災害対策要員の増員」等、当該機能を補完する代替措置を定め、原子炉主任技術者の確認（性能、準備時間が当該重大事故等対処設備と同等であることの確認）を得たのちに実施することとし、これらの措置はあらかじめ定めておくこととする。

具体的には、本来の AOT である「3 日以内」に「自主対策設備が動作可能であることの確認ができた場合」又は「当該機能を補完する代替措置を実施した場合」、AOT を「3 日間」から、参考とする設計基準事故対処設備のうちの ECCS 機器の 1/2 故障の AOT である「10 日間」まで延長することとする。

(b) 2 N 要求の可搬型重大事故等対処設備に対する AOT 設定（設計基準事故対処設備のうち ECCS 機器の AOT を参考とする場合）

原子炉建屋の外から水又は電力を供給する 2 N 要求の可搬型重大事故等対処設備は、自然災害などにより同時に機能喪失することがないように「1 基あたり 2 セット」及び「離隔・分散配置」の要求がある。

2 N 要求の可搬型重大事故等対処設備が 2 N 未満（1 N 以上）となった場合、「1 基あたり 2 セット」及び「離隔・分散配置」の要求が満たされないことから LCO 逸脱となる。

この際、設計基準事故対処設備に対する AOT の考え方（「1/2 故障」と「全て故障」を分けて設定）を参考に、「2 N 未満（1 N 以上）の場合」（1/2 故障）と「1 N 未満の場合」（全て故障）の 2 段階に分けて AOT を設定することとし、1 N 未満となった場合（全て故障）の AOT は 1 系統要求の常設重大事故等対処設備と同様に「3 日間」として設定し、2 N 未満（1 N 以上）となった場合（1/2 故障）の考え方は設計基準事故対処設備のうちの ECCS 機器の 1/2 故障の AOT である「10 日間」を参考に設定することとする。ただし、いずれの場合も対応する設計基準事故対処設備が動作可能であることが条件となる。

具体的な AOT を以下に示す。

（添付－8「設計基準事故対処設備のうち ECCS 機器の AOT を参考とする場合の重大事故等対処設備の基本的な AOT と要求される措置」）

① 2 N 要求の可搬型重大事故等対処設備が 2 N 未満（1 N 以上）となった場合は、設計基準事故対処設備の 1/2 故障に対する AOT が「安全機能が低下した状態」に対して設定されているものであるため、2 N 要求の可搬型重大事故等対処設備が 2 N 未満（1 N 以上）となった場合も同様に「安全機能が低下した状態」（機能喪失はしていない）と考えられることから、設計基準事故対処設備の 1/2 故障に対する AOT を参考にするものである。

なお、2 N 未満（1 N 以上）となった場合（1/2 故障）の前述した「1 基あたり 2 セット」及び「離隔・分散配置」に対する考え方については、対応する設計基準事故対処設備が動作可能であることを確認することで、「残された 1 N の自然災害などによる機能喪失」に対するリスクを低減（「1 基あたり 2 セット」及び「離隔・分散配置」を補完）することができる（同時に機能喪失しない）ことから、2 N 要求の可搬型重大事故等対処設備が 2 N 未満（1 N 以上）となった際（1/2 故障）の AOT については、対応する設計基準事故対処設備が動作可能であることが確認できた場合は参考とする設計基準事故対処設備のうちの ECCS 機器の 1/2 故障の AOT である「10 日間」を設定することが可能と考える。

② 当該重大事故等対処設備の機能を代替することができる同等な重大事故等対処設備を AOT 延長に活用する場合は、当該設備を個別条文に定めることとし、その妥当性については添付－3 に示す内容により個別条文の審査において説明する。

2 N要求の可搬型重大事故等対処設備が2 N未満(1 N以上)となったことで「安全機能が低下」するが、この同等な重大事故等対処設備を確保(補完措置含む)することで、当該重大事故等対処設備の機能を代替することができることから「安全機能が元の水準まで回復した」ものとしてLC0復帰とすることも可能と考えるが、補完措置は災害対策要員の増員等の通常とは異なる体制となることからLC0復帰とはせずに、要求される措置を行う(当該重大事故等対処設備を復旧する。)こととする。

また、補完措置(災害対策要員の増員等)が維持されている限りAOTを無期限とすることも可能と考えられるが、運用上、重大事故等対処設備の上限のAOTとした「30日間」までのAOT延長として制限を設けることとする。

なお、補完措置(災害対策要員の増員等)を本来のAOT(10日間)以内に完了できない場合はAOTの延長は許容されない。また、AOT延長後に補完措置が維持できなくなった場合はAOTの延長はその時点でキャンセルとなる。

具体的には、本来のAOTである「10日以内」に「同等な重大事故等対処設備が動作可能であることの確認(補完措置含む)ができた場合」、AOTを「10日間」から上記a.にて重大事故等対処設備の運用上の上限のAOTとした「30日間」までの延長に制限することとする。

③自主対策設備を確保(補完措置^{*9}含む)又は当該機能を補完する代替措置^{*10}をあらかじめ定めて原子炉主任技術者確認の上実施することで、その機能を一部補完することができる。

なお、AOT延長のために活用する自主対策設備については、重大事故等対処設備と同等の管理を行うことに加えて補完措置を実施することにより重大事故等対処設備と同等の機能を発揮し得るものとする。これらの設備をAOT延長に活用する場合は、当該設備を個別条文に定めることとし、その妥当性については添付-3に示す内容により個別条文の審査において説明する。

自主対策設備又は当該機能を補完する代替措置確保によるAOT延長については、上記①の設計基準事故対処設備が動作可能であることを確認してAOTを「10日間」とした後の措置であることから、「残された1 Nと設計基準事故対処設備が同時に機能喪失していない状態」であることを確認したうえで、さらに自主対策設備または代替措置の確保を行うものである。2 N要求の可搬型重大事故等対処設備が2 N未満(1 N以上)となったことで「安全機能が低下」した場合、自主対策設備または代替措置を確保(新たな手段を確保)することにより「低下した安全機能を元の水準近くまで高める」効果を期待できるものとするが、「安全機能は完全に元の水準までは回復していない」ことからLC0復帰とできるものではない。

ただし、自主対策設備又は当該機能を補完する代替措置を確保した場合のAOTは、前述のとおり「低下した安全機能を元の水準近くまで高める効果を期待できる」と考えられることから、重大事故等対処設備の運用上の上限のAOTとした「30日間」までのAOT延長は可能であると考えられる。

なお、補完措置（災害対策要員の増員等）を本来の AOT(10 日間)以内に完了できない場合は AOT の延長は許容されない。また、AOT 延長後に補完措置が維持できなくなった場合は AOT の延長はその時点でキャンセルとなる。

※9：補完措置については b.-(c) 同様。

※10：代替措置については c.-(a)-③ 同様。

具体的には、本来の AOT である「10 日以内」に「自主対策設備が動作可能であることの確認ができた場合」又は「代替措置を実施した場合」、AOT を「10 日間」から上記 a. にて重大事故等対処設備の運用上の上限の AOT とした「30 日間」まで AOT を延長することとする。

(c) 設計基準事故対処設備のうち ECCS 機器以外の AOT を参考とする場合の AOT

①緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備（ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能））

「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備（ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）」は、緊急時に原子炉が自動停止していない場合に原子炉出力を抑制するために必要な設備を自動作動させる論理回路等で構成される設備であることから、設計基準事故対処設備の「原子炉保護系計装」及び「非常用炉心冷却系計装」の要求される措置/AOT を参考に定めることとし、AOT 内に復旧できない場合は「24 時間」以内に原子炉の状態を高温停止とすることにより、LC0 が適用されない原子炉の状態への移行を要求することとする。ただし「6 時間」以内に同等の機能を有するな重大事故等対処設備が動作可能であることの確認を行った場合は、運用上、重大事故等対処設備の上限の AOT とした「30 日間」までの AOT 延長を可能とする。

② 緊急時対策所

緊急時対策所は設計基準事故対処設備としては重要度分類指針において「緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能」として「MS-3」に分類されており、従来は LC0 設定していない。

緊急時対策所は、運転中/停止中の炉心、及び使用済燃料貯蔵プール（以下、「SFP」という。）の燃料に対して間接的に安全機能を有する設備であり、事故時に情報収集し必要な指示を行うためのものであることから、参考とする設計基準事故対処設備は ECCS 機器ではなく、「MS-2」の「異常状態への対応上特に重要な構築物、系統及び機器」に分類されて LC0 設定されている設計基準事故対処設備の「事故時計装」の要求される措置/AOT を参考に定めることとし、以下に示す考え方により設定する。

【電源設備】

・適用される原子炉の状態が運転、起動、高温停止の場合

「事故時計装」の「機能喪失時」は、AOT「10 日以内」に少なくとも 1 チャネルを復旧することで LC0 逸脱のまま運転継続可能としている。緊急時対

策所の電源設備については、代替品補充などで機能の代替が可能であるため、当該設備を復旧した場合と同等として扱い、AOT「10日以内」に「復旧する」か「代替手段を確保する」ことを要求することとする。なお、代替手段の確保により LCO 逸脱から復帰することは出来ないものとする。

- ・適用される原子炉の状態が冷温停止、燃料交換の場合

原子炉から燃料取出しを行ってもその必要性は変わることはなく、LCO が適用されない原子炉の状態へ移行することができないことから、「速やかに復旧措置を開始する」ことを要求する。

【換気空調設備】

- ・適用される原子炉の状態が運転、起動、高温停止の場合

上記【電源設備】同様、緊急時対策所の換気空調設備についても、代替品補充などで機能の代替が可能であるため、当該設備を復旧した場合と同等として扱い、AOT「10日以内」に「復旧する」か「代替手段を確保する」ことを要求することとする。

なお、代替手段の確保により LCO 逸脱から復帰することはできないものとする。

- ・適用される原子炉の状態が冷温停止、燃料交換の場合

原子炉から燃料取出しを行ってもその必要性は変わることはなく、LCO が適用されない原子炉の状態へ移行することはできないことから、上記【電源設備】同様に、「速やかに復旧措置を開始する」ことを要求する。

【その他の設備】

緊急時対策所に係るその他設備(酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計)については、設計基準事故対処設備として LCO が設定されていない設備である。

緊急時対策所に係るその他設備は、運転中/停止中の炉心及び SFP の燃料に対して間接的に安全機能を有する設備であり、緊急時対策所の居住性を確保することにより災害対策要員が緊急時対策所に留まり、異常状態への対応を行うために必要な設備であることから、重要度分類指針「MS-2」の「異常状態への対応上特に重要な構築物、系統及び機器」に該当する設計基準対処設備に設定された LCO を参考とすることが適切であると考えられる。

したがって、「MS-2」の「異常状態への対応上特に重要な構築物、系統及び機器」に分類されて LCO が設定されている設計基準事故対処設備の「事故時計器」の要求される措置/AOT を参考に定めることとする。

具体的には、LCO は「必要な数量」を設定することとし、例えば LCO が「複数台」で設定した設備について「必要数量(LCO)を下回った場合」には残りの設備により必要な機能を発揮することは出来ないことから、「事故時計装」の「機能喪失時」の要求される措置/AOT を参考とすることとする。

- ・適用される原子炉の状態が運転、起動、高温停止の場合

「事故時計装」の「機能喪失時」は、AOT「10日以内」に少なくとも1チャンネルを復旧することでLC0逸脱のまま運転継続可能としている。

また、緊急時対策所に係るその他設備については、通常作業の放射線管理のために用いられる資機材の酸素濃度計や二酸化炭素濃度計については、発電所構内の通常作業（酸素欠乏危険箇所作業等）で用いられる資機材などで機能の代替が可能であるため、当該チャンネルを復旧した場合と同等として扱い、AOT「10日以内」に「所要数を満足させる」か「代替手段を確保する」ことを要求する。なお、代替手段の確保によりLC0逸脱から復旧することは出来ないものとする。

- ・適用される原子炉の状態が冷温停止、燃料交換の場合

原子炉から燃料取出しを行ってもその必要性は変わることはなく、LC0が適用されない原子炉の状態へ移行することができないことから、「速やかに代替手段を確保する措置を開始する」または「速やかに所要数を満足させる措置を開始する」ことを要求する。なお、代替手段の確保によりLC0逸脱から復旧することは出来ないものとする。

③ 監視測定設備

設計基準事故対処設備のモニタリングポストは、LC0は設定せずに保安規定第7章（放射線管理）の「放射線計器類の管理」において「必要数量を確保し、故障等により使用不能となった場合は修理または代替品を補充する。」ことを定めている。

重大事故等対処設備のモニタリングポスト（常設又は可搬）については、プラント停止やすべての原子炉から燃料取出しを行ってもその必要性は変わることはなく、LC0が適用されない原子炉の状態へ移行することはできないが、設計基準事故対処設備に対して定められている「修理または代替品を補充する」ことで対応できることから、「4.3-(3)-c.-(b)-②」において保安規定第7章（放射線管理）の「放射線計器類の管理」と同様に「当該モニタを復旧する措置を開始する」又は「代替品を補充する」とする。なお、要求される措置は従来への対応と同様の措置であるが、当該設備に対する管理については、「4.5 新規制基準の適用後の施設管理活動について」に基づき、重大事故等対処設備については保全重要度が高い設備（クラス1、2相当）と位置付けて保全重要度を設定し、保全活動管理指標の設定及び指標の監視等について予防可能故障(MPFF)回数及び非待機(UA)時間を設定するなどの施設管理面において重要度の高いシステムとして管理を行うこととなること、また、LC0を設定することによりサーベイランスを設定し、故障時（LC0逸脱時）の対応としてLC0逸脱時・復旧時の関係各所への通報・報告が必要となることから、従来への管理とは施設管理面及び運用面において、より重要度の高い

設備として取扱うこととなる。

AOTについては、参照する設計基準事故対処設備のAOTはないが、重大事故等対処設備のモニタリングポスト（常設又は可搬）についても、プラント停止やすべての原子炉から燃料取出しを行ってもその必要性は変わることではなく、LCOが適用されない原子炉の状態へ移行することはできないが、設計基準事故対処設備に対して定められている「修理または代替品を補充する」ことで対応できることから、「修理または代替品を補充する」という措置に対するAOTとして、設計基準事故対処設備のプラント停止時における要求される措置のAOTを参考とし、「速やかに修理または代替品を補充する措置を開始する。」とする。なお、代替品の補充によりLCO逸脱から復帰することは出来ないものとする。

④ 通信連絡設備

通信連絡設備（通話設備）は設計基準事故対処設備としては重要度分類指針において「緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能」として

「MS-3」に分類されており、従来はLCOを設定していない。

通信連絡設備（通話設備）は、運転中／停止中の炉心、及びSFPの燃料に対して間接的に安全機能を有する設備であり、事故時に収集した情報の連絡、対応の指示を行うためのものであることから、「MS-2」の「異常状態への対応上特に重要な構築物、系統及び機器」に分類されてLCO設定されている設計基準事故対処設備の「事故時計装」の要求される措置/AOTを参考に定めることとする。

具体的には、LCOは「必要な数量」を設定することとし、例えばLCOが「複数台」で設定した設備について「必要数量(LCO)を下回った場合」には残りの設備により必要な機能を発揮することは出来ないことから、「事故時計装」の「機能喪失時」の要求される措置/AOTを参考とすることとする。

ただし、原子炉設置者の管理範囲外の不具合（例：通信衛星故障等、通信事業者側の不具合等）については必要な機能が確保されていないことからLCO逸脱とするが、原子炉設置者が当該設備の復旧を行うことが出来ないため、復旧措置（完了時間）について除外規定を定めることとする。

・適用される原子炉の状態が運転、起動、高温停止の場合

「事故時計装」の「機能喪失時」は、AOT「10日以内」に復旧することのみを要求しているが、通信連絡設備については、「4.3-(3)-c.-(b)-②」に記載のとおり、災害対策要員（連絡要員）の追加や通信機器の追加（無線等）等の代替手段により対応することが可能であるため、「事故時計装」の「機能喪失時」同様にAOT「10日以内」に「所要数を満足させる」か「代替手段を確保する」ことを要求する。なお、代替手段の確保によりLCO逸脱から復帰することは出来ないものとする。

- ・適用される原子炉の状態が冷温停止、燃料交換の場合

原子炉から燃料取出しを行ってもその必要性は変わることはなく、LC0が適用されない原子炉の状態へ移行することができないことから、「速やかに代替手段を確保する措置を開始する」または「速やかに所要数を満足させる措置を開始する」ことを要求する。なお、代替手段の確保により LC0 逸脱から復帰することは出来ないものとする。

⑤その他の設備（ホイールローダ等）

ホイールローダ等は、重大事故等時に可搬型重大事故等対処設備を運搬するためのアクセスルートを確保する設備であることから、運転/停止中の炉心、及び SFP の燃料に対して間接的に安全機能を有する設備であり、「MS-2」の「異常状態への対応上特に重要な構築物、系統及び機器」に分類されて LC0 設定されている設計基準事故対処設備の「事故時計装」の要求される措置/AOT を参考に定めることとする。

具体的には、LC0 は「必要な数量」を設定することとし、例えば LC0 が「複数台」で設定した場合について「必要数量(LC0)を下回った場合」には残りの設備により必要な機能を発揮することは出来ないことから、「事故時計装」の「機能喪失時」の要求される措置/AOT を参考にすることとする。

- ・適用される原子炉の状態が運転、起動、高温停止の場合

「事故時計装」の「機能喪失時」は、AOT「10 日以内」に少なくとも 1 チャンネルを復旧することで LC0 逸脱のまま運転継続可能としている。

また、ホイールローダ等は一般的な重機であることから代替手段により対応することが可能であるため、「事故時計装」の「機能喪失時」に要求される AOT「10 日以内」に「所要数を満足させる」こと、または「代替手段を確保する」ことを要求する。なお、代替手段の確保により LC0 逸脱から復帰することは出来ないものとする。

- ・適用される原子炉の状態が冷温停止、燃料交換の場合

原子炉から燃料取出しを行ってもその必要性は変わることはなく、LC0 が適用されない原子炉の状態へ移行することができないことから、「速やかに代替手段を確保する措置を開始する」または「速やかに所要数を満足させる措置を開始する」ことを要求する。なお、代替手段の確保により LC0 逸脱から復帰することは出来ないものとする。

(d) プラント停止等の AOT

設計基準事故対処設備が AOT 内に復旧できない場合のプラント停止等の LC0 が適用されない原子炉の状態への移行に係る AOT は、日本の運転経験に基づき標準的なプラント停止操作に必要な時間として設定したものであり、LC0 逸脱時におけるプラント停止等において AOT の長さに係る不具合等は発生していない

実績のある値である。

したがって、重大事故等対処設備が AOT 内に復旧できない場合のプラント停止等の AOT についても設計基準事故対処設備の AOT を適用することが妥当である。

(添付－7「参考とする設計基準事故対処設備の AOT 及び要求される措置の例」)

(e) 有効性が確認された感度解析を考慮した AOT

原子炉設置(変更)許可申請書本文に記載された評価条件とは異なるが、有効性が確認された感度解析の評価条件を満足するような場合における LCO 逸脱時の措置については、原子炉設置(変更)許可申請書本文に記載された評価条件の数量を LCO の所要数として設定したうえで、重大事故等への対処が可能な状態であることを踏まえた AOT を設定する。

なお、保安規定変更認可に係る審査の中で、必要に応じて、不確かさの影響を把握する観点から、不確かさ評価を実施し、原子炉設置(変更)許可申請書添付書類十における感度解析の結果を補足する。

【記載例】

原子炉設置(変更)許可申請書本文記載の条件に基づき LCO の所要数を 2 台(1 セット)と定めている重大事故等対処設備について、不確かさを評価した感度解析により 1 台で必要な機能を有していることを確認した場合は、重大事故等対処設備の AOT の上限である「30 日間」までの期間を AOT として設定することを可能とする。

(3) 要求される措置の考え方

重大事故等対処設備の要求される措置については「(2) AOT 設定の考え方」同様に、設計基準事故対処設備の機能喪失を前提に規制上の要求があることを踏まえて設計基準事故対処設備の要求される措置を参考として定めることとする。

なお、重大事故防止設備と重大事故緩和設備の要求される措置の設定の考え方については、「(2) AOT 設定の考え方」同様に整理することとする。

a. 参考とする設計基準事故対処設備の要求される措置

重大事故防止設備が参考とする設計基準事故対処設備の要求される措置は、平成 12 年に米国 STS を参考に、日本の運転経験に基づき合理的な措置として定めたものであり、その後 13 年間に亘る運転経験において LCO 逸脱時における要求される措置に係る不具合等は発生していない実績のある措置である。

重大事故防止設備が参考とする設計基準事故対処設備の LCO 逸脱時に要求される措置は、原則「AOT 内に復旧できなければ LCO が適用されない原子炉の状態に移行（プラント停止）する」ものであるが、プラント停止時における要求される措置については「速やかに〇〇を中止する。」や「速やかに〇〇を開始する。」といった措置が多い。

(添付－7「参考とする設計基準事故対処設備の AOT 及び要求される措置の例」)

なお、要求される措置については動作不能となった設備に要求される機能に対する措置であり、同一設備でも「原子炉の状態が運転、起動、高温停止における事故時の炉心注入機能」に対する要求される措置と「原子炉の状態が冷温停止、燃料交換の崩壊熱除去機能」に対する要求される措置は異なるものであり、設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備とで考え方が異なるものではないことから、類似する機能を有する設計基準事故対処設備の要求される措置を参考として、重大事故等対処設備の各機能に対する要求される措置を定めることとする。

b. 重大事故等対処設備に対する要求される措置の考え方

(a) 重大事故防止設備と重大事故緩和設備の要求される措置

要求される措置については動作不能となった設備に要求される機能に対する措置であり、重大事故防止設備と重大事故緩和設備で考え方が異なるものではないことから、設備区分毎(ポンプ・ファン、監視設備等)に、類似する機能を有する設計基準事故対処設備の要求される措置を参考として定めることとする。

(b) 要求される措置として実施する設計基準事故対処設備の確認

「(2) AOT 設定の考え方」において、LCO 逸脱時には LCO 逸脱と判断した当該重大事故等対処設備に対応する設計基準事故対処設備が動作可能であることの確認が必要としたことから、LCO 逸脱時の要求される措置として「対応する設計基準事故対処設備が動作可能であることを確認する。」を要求される措置に定めることとする。

重大事故等対処設備の LCO 逸脱時に実施する設計基準事故対処設備の確認 AOT は、既存の設計基準事故対処設備の LCO・AOT を参考に「LCO 逸脱判断後、速やかに」と

する。

また、重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備を兼ねる設備が LCO 逸脱した場合、例えば、「イ. 設計基準事故対処設備 (2 系統要求中、1 系統故障) としての他方の健全性確認 (以下、本項においてイ. という)」及び「ロ. LCO 逸脱した重大事故等対処設備に対応する設計基準事故対処設備 (2 系統要求中、故障の兆候なし) の健全性確認 (以下、本項においてロ. という)」を初動対応として行う必要がある。

これらの健全性確認として、動作確認を行う場合、設計基準事故対処設備の待機状態を除外させたうえで実施する必要がある。このとき、イ. 及びロ. を同時並行で実施した場合は、2 つの機能に係る設備が同時に待機除外となることから、プラントへの安全性 (複数機能の同時待機除外のリスク) 及び輻輳操作による誤操作防止の観点から、これらの動作確認は同時並行で行わず、1 台ずつ実施する。

この場合、イ. は残り系統が 1 系統以下しかないと明白であること、ロ. は 2 系統とも故障の兆候が無い状態での動作確認であることから、プラントへの安全性 (設計基準事故対処設備としての全機能喪失のリスク) を考慮し、イ. を優先して動作確認を行う。

以上より、イ. の AOT は、既存の設計基準事故対処設備の LCO・AOT を参考に「LCO 逸脱判断後、速やかに」とし、引き続きロ. の確認を行うこととし、ロ. の AOT は、「イ. を実施後、速やかに」とする。

(添付-9 「LCO/要求される措置/AOT 保安規定記載例」)

(c) 他の重大事故等対処設備を活用する場合の要求される措置

「(2) AOT 設定の考え方」において、同等な重大事故等対処設備が動作可能であることを確認した場合には、LCO 逸脱からの復帰はできないものの、AOT を延長することは可能としていることから、LCO 逸脱時の要求される措置として「同等な重大事故等対処設備が動作可能であることを確認する。」を該当する設備があるものについて要求される措置として定めることとする。

(d) 自主対策設備を活用する場合の要求される措置

「(2) AOT 設定の考え方」において、自主対策設備が動作可能であることを確認した場合には、LCO 逸脱からの復帰はできないものの、AOT を延長することは可能としていることから、該当する自主対策設備があるものについては、「自主対策設備が動作可能であることを確認する。」を要求される措置として定めることとする。

c. 重大事故等対処設備に対する具体的な要求される措置

LCO 逸脱時の要求される措置は、原則「AOT 内に復旧できなければ LCO が適用されない原子炉の状態に移行 (プラント停止) する」ものであるが、重大事故等対処設備は「機能喪失した設備が使用できない状態でプラント停止に移行する対応が必ずしも安全側の対応とならない場合」や「適用される原子炉の状態が常時である場合」などがあることから、各ケースについて考え方を整理した。

(a) プラント停止を要求するもの

① LCO が適用される原子炉の状態が運転、起動、高温停止となる設備
(添付－9 「LCO/要求される措置/AOT 保安規定記載例」)

これらの設備は、運転中の炉心に対する直接的な安全機能を有する設備である。
要求される措置としては以下を基本とする。

【AOT 内の措置】

- ・ 対応する設計基準事故対処設備が動作可能であることを確認
- ・ 当該設備の復旧
- ・ 同等な重大事故等対処設備が動作可能であることを確認
- ・ 自主対策設備が動作可能であることを確認
- ・ 当該機能を補完する代替措置（「外部からの代替品の配備」、「LCO 逸脱期間中における災害対策要員の増員」等）をあらかじめ定めて原子炉主任技術者確認の上実施

【AOT 超過後】

- ・ プラント停止（冷温停止まで）を行い、当該設備を必要としない、原子炉の状態に移行することで LCO 逸脱から復帰する。

② LCO が適用される原子炉の状態が常時となる設備

(添付－9 「LCO/要求される措置/AOT 保安規定記載例」)

これらの設備は、運転中の炉心、及び停止中の炉心に対する直接的な安全機能を有する設備であり、LCO が適用されない原子炉の状態へ移行することはできないが、原子炉を停止することで崩壊熱が低下し、事故対応に時間余裕が確保されることから、自主対策設備が活用できるケースが増え、総合的に重大事故時のリスクを低減させることができる。

要求される措置としては以下を基本とする。

【運転、起動、高温停止における AOT 内の措置】

- ・ 対応する設計基準事故対処設備が動作可能であることを確認
- ・ 当該設備の復旧
- ・ 同等な重大事故等対処設備が動作可能であることを確認
- ・ 自主対策設備が動作可能であることを確認
- ・ 当該機能を補完する代替措置（「外部からの代替品の配備」、「LCO 逸脱期間中における災害対策要員の増員」等）をあらかじめ定めて原子炉主任技術者確認の上実施

【運転、起動、高温停止における AOT 超過後】

- ・ プラント停止（冷温停止まで）

【冷温停止、燃料交換における措置】

- ・ 炉心変更を中止する
- ・ 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する

(b) プラント停止を要求しないもの

① SFP 冷却等のための設備

SFP 冷却等のための設備は、SFP の燃料に対する直接的な安全機能を有する設備であることから、その必要性はプラント停止しても変わるものではない。

原子炉運転中や原子炉停止中（原子炉容器内に燃料を装荷した状態）にお

ける重大事故等発生時において、すべての照射済燃料を SFP に貯蔵することで、SFP における重大事故等発生時の対応のみに限定されることから、災害対策要員や資機材に余裕が確保されることとなるが、炉心の燃料取出しについては SFP 内の崩壊熱を増加させるため、SFP 冷却等の機能が喪失している状態での実施は安全側の措置とはいえ避けべきである。

また、プラント停止のみを行った場合においても炉心と SFP で同時に重大事故等が発生する可能性は避けられない。

しかしながら、炉心側での事故対応体制は維持しつつ SFP 側への措置に対して SFP 冷却等のための設備の機能に対する自主対策設備(補完措置を含む。)の活用や代替措置の実施、及び重大事故等発生時の時間的余裕を確認するための SFP 温度上昇評価などを行うことにより、SFP と炉心側で同時に重大事故等が発生した場合においても炉心側での措置に影響を与えないように実施することができる。

要求される措置としては以下を基本とする。

- ・ 対応する設計基準事故対処設備が動作可能であることを確認
- ・ 当該重大事故等対処設備を復旧する措置を開始する
- ・ 同等な重大事故等対処設備が動作可能であることを確認
- ・ 自主対策設備が動作可能であることを確認する
- ・ 当該 SFP に貯蔵されている照射済燃料の崩壊熱を基に SFP 冷却機能喪失時における SFP 温度上昇評価を行う
- ・ 代替措置(「外部からの代替品の配備」、「LCO 逸脱期間中における災害対策要員の増員」等)をあらかじめ定めて原子炉主任技術者の確認の上実施する

②緊急時対策所、監視測定設備

緊急時対策所(以下、「TSC」という。)、監視測定設備は、運転中/停止中の炉心、及び SFP の燃料に対して間接的に安全機能を有する設備であることから、その必要性はプラント停止しても変わるものではない。

以下にそれぞれの考え方を整理する。

【TSC】

TSC に関しては、特に電源及び換気空調設備が重大事故等対処時に必要となることから、それぞれについて考え方を整理する。

電源についてはその機能喪失により TSC としての機能を失うことから、AOT 超過後はプラント停止することとする。

また、換気空調設備(可搬型陽圧化空調機及び陽圧化装置(空気ボンベ))については、それぞれの設備について機能喪失した場合は放射線防護機能が喪失することから、AOT 超過後はプラント停止することとする。

但し、「(c) 設計基準事故対処設備のうち ECCS 機器以外の AOT を参考とする場合の AOT②緊急時対策所」に基づき、事故時計装と同様に考え、代替手段

を確保した際には、LC0 逸脱から復帰することは出来ないものとするが、プラント停止は要求しないこととする。

なお、情報把握機能及び居住性のうちのモニタについては災害対策要員の追加などの代替措置^{*11}や代替品の補充^{*12}を行うことで対応可能であることから、プラント停止は要求しないこととする。

※11：SPDS については、データ採取様式の準備、災害対策要員（データ採取・連絡）の追加、通信機器の追加による代替措置

※12：可搬型エリアモニタについては代替品の補充による代替措置

したがって、TSC の LC0 逸脱時の要求される措置としては、以下の措置が適切である。

- ・ 当該重大事故等対処設備を復旧する措置を開始する
- ・ 代替措置（「外部からの代替品の配備」、「LC0 逸脱期間中における災害対策要員の増員」等）をあらかじめ定めて、原子炉主任技術者の確認の上実施する
- ・ 電源、換気空調設備または陽圧化装置（空気ポンベ）のいずれかの機能喪失時は、AOT 超過後プラント停止する

【監視測定設備】

監視測定設備に関しては、従来保安規定第7章（放射線管理）の「放射線計器類の管理」において、「必要数量を確保し、故障等により使用不能となった場合は修理または代替品を補充する。」としている。

LC0 設定対象設備となる監視測定設備については、同様に以下の措置を求めることが適切である。

- ・ 当該の監視測定設備を復旧する措置を開始する
- ・ 代替品を補充する

(4) 重大事故等対処設備として利用する設計基準事故対処設備の LCO の記載

重大事故等対処設備は新規に設置する設備以外に、従来から設計基準事故対処設備として LCO を設定していた設備のうち、重大事故等に対処するために利用する設備も含まれることから、これらの設備に対する LCO、要求される措置及び AOT の記載方法について考え方を整理する。

a. 従来の記載方法

従来の記載は「要求される機能毎」に条文が整理されていたため、同一機器が複数の条文に記載されているものがある。

(添付－7「参考とする設計基準事故対処設備の AOT 及び要求される措置の例」)

これは、以下の理由から設備毎にまとめた構成とはしていないものである。

- ・ 当該設備に要求される機能を明確にする。
- ・ 要求される措置については動作不能となった設備に要求される機能に対する措置であり、同一設備でも要求される機能により動作不能時の措置は異なる
- ・ 要求される機能によっては、他の設備と合わせて LCO 設定するものがある

b. 重大事故等対処設備として利用する設計基準事故対処設備の LCO の記載

設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備で LCO が適用される原子炉の状態または要求される機能が異なる場合、重大事故等対処設備として利用する設計基準事故対処設備の LCO の記載については、基本的には重大事故等対処設備として新規条文(第 6 6 条 重大事故等対処設備)に LCO を設定することとする。また、現行の条文との関連を記載する。

ただし、LCO が適用される原子炉の状態及び要求される機能が同等な設備及びタンク類等については、従来の DB 条文に記載を追加することで対応する。

また、LCO 等が設定されていない既設設備のうち、重大事故等対処設備とした設備(電離箱サーベイメータ等)については、新規条文(第 6 6 条 重大事故等対処設備)に LCO 等を記載し、現行の条文に新規条文との関連を記載する。

保安規定を作成するにあたり、まずは各条文に要求される機能・手段に対して、フロントライン系故障時やサポート系故障時等に分けて LCO を設定する。最終的には各系統・各機器に整理する。

(添付－10「重大事故等対処設備の記載例」)

(5) BWR 特有の重大事故等対処設備に係る LCO/AOT の記載

重大事故等対処設備のうち、PWR に係る設備に対し、BWR 特有の設備に係る LCO 設定について具体的には保安規定個別条文の審査において妥当性を示すものとするが、代表的な設備に対する LCO 設定の考え方について、下記の通り例示する。

a. 格納容器圧力逃がし装置及び代替循環冷却系

格納容器圧力逃がし装置については、設置許可基準規則第 48 条、50 条、52 条（技術的能力審査基準 1.5、1.7、1.9）の要求、代替循環冷却系については設置許可基準規則第 50 条（技術的能力審査基準 1.7）の要求に対応する重大事故等対処設備であることから、それぞれ LCO を設定する。

なお、格納容器圧力逃がし装置と代替循環冷却系は同等の機能を有する設備ではあるものの、いずれかが動作不能となった場合、「(1) LCO 設定の考え方」の「設置許可基準規則の設備要求、技術的能力審査基準の手順要求による設備を維持できない場合」について、設置許可基準規則第 50 条（技術的能力審査基準 1.7）の設備要求による設備を維持出来ないことから、LCO 逸脱とする。

(1) LCO 設定の考え方（再掲）

同等の機能を持つ他の重大事故等対処設備として、性能、頑健性、準備時間が問題ないことを技術的能力審査基準への適合性において確認された設備^{*1}が確保されている場合は、LCO 逸脱とはみなさないこととする。

ただし、設置許可基準規則の設備要求、技術的能力審査基準の手順要求による設備を維持できない場合は除く。

AOT 延長に活用する設備については、格納容器圧力逃がし装置と代替循環冷却系が「(2) AOT 設定の考え方 b. (b) 他の重大事故等対処設備の活用による AOT の活用」として、LCO 逸脱からの復帰はできないものの、AOT を延長することは可能と考える。なお、「必要な補完措置が完了した場合（補完措置が必要な場合に限る。以下同様）」については、有効性評価において格納容器圧力逃がし装置と代替循環冷却系の各々において安定状態を示しており補完措置は不要と考える。

ただし、代替循環冷却系に対する格納容器圧力逃がし装置の扱いとしては、設置許可基準規則第 50 条第 1 項と第 2 項の関係を考慮するものとする。第 1 項では「原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備」（代替循環冷却系）を要求していることに対し、第 2 項では第 1 項の後段の設備として「原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすための設備」（格納容器圧力逃がし装置）を要求している。

一方で、有効性評価（代替循環冷却が使用できない場合）において、格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器の過圧破損防止を達成でき、格納容器圧力逃がし装置による対策は有効であると確認されているものの、これら設備に対する基準規則上要求される役割の相違、事故対応手段としての優先度等を勘案し、第 2 項設備は第 1 項設備にて期待する機能を十分に満足しているとは考えにくいことから、

AOT 延長に活用する設備とはしないこととする。

AOT の期間については、当該重大事故等対処設備は常設重大事故等対処設備であることから、添付－8「設計基準事故対処設備のうち ECCS 機器の AOT を参考とする場合の重大事故等対処設備に基本的な AOT と要求される措置」における“2N 要求以外の重大事故等対処設備”のフローに基づき設定する。

具体的な条文記載例は別紙－3「具体的な記載例（柏崎刈羽原子力発電所の例）」に示す。

b. 原子炉建屋ブローアウトパネル

原子炉建屋ブローアウトパネルについては設置許可基準規則第 59 条の要求に対応する重大事故等対処設備であることから LCO を設定する。

一方で、設計基準事故対処設備としての機能（閉止維持、開放機能）が従前より求められており、従前の DB 条文である保安規定第 49 条において LCO が設定されている。

前述(4)b. に記載の通り、設置許可基準規則第 59 条において追加要求となったブローアウトパネルの機能（閉止機能）については新規条文として LCO を設定し、その他の機能については従前通り DB 条文へ規定することとする。

AOT の延長に活用する設備、AOT の期間の設定に係る方針については上記 a. と同様である。

新規条文に係る具体的な条文記載例は別紙－3「具体的な記載例（柏崎刈羽原子力発電所の例）」に示す。

運転上の制限に係る重大事故等対処設備の系統毎の括り方について

重大事故等対処設備（以下、SA 設備）に対する運転上の制限（以下、LC0）を設定するに当たり、設置許可基準規則、技術基準規則及び技術的能力の審査基準の要求を踏まえた多様な目的に対して、同一系統を使用するものが少なくない。LC0 設定に関しては、保安規定の運用面を考慮し、多様な目的に対して同一系統は一括りにして整理することができることとする。以下にその配慮事項を取り纏め、詳細な内容を整理する。

1. 配慮事項

- ・技術基準規則、設置許可基準規則及び技術的能力審査基準の要求を満足するよう LC0 を設定する。
- ・取りまとめの範囲を明確にし、要求事項を満足する LC0 設定であること。
例) 技術基準規則（技術的能力審査基準）の第60条（1.2）「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」～第71条（1.13）「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」を対象とし、多様な目的に対して同一系統で使用するものを、系統毎に一括りとする。
※その他の条文に係る SA 設備は、設備上の観点より多様な目的のために使用する場合が無い場合、対象外とする。
- ・重大事故等の処置に使用する配管等は、必ずどれかの SA 設備と紐付けし、必ず LC0 設定範囲に入るよう配慮する。

2. 別紙

- (1) 保安規定における重大事故等対処設備の運転上の制限及び完了時間整理表

保安規定における重大事故等対処設備の運転上の制限及び完了時間整理表

【DB兼用 凡例】
○: 設備が系統単位でDBと兼用
×: 上記以外

【DB-SA統合 凡例】
○: 統合してDB条文にて整理
×: 統合せずSA条文とDB条文の両方で整理。
-: 対象外

表No.	分類1	分類2 (系統)	分類3 (技術的能力 対応手段)	手続完了時間 (技術的能力-【 】有効性評価※【 】※※※発生からの時間)	主な用途(手続概要)	B設備 LCO逸脱したSA設備と 同等の機能を有する	γ設備 LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外…3日、2N…10日) (二重下線は機能喪失想定DB設備 以外)	C(代替手段) LCO逸脱時のAOT判断 (30日)	D(自主対策設備 or 代替品) LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外…10日、2N…30日)	適用される原子炉の状態							DB - SA 統合	LCOの設定	備考				
										DB 兼用	運転	起動	高温 停止	燃料 交換	条件 (※)	DB 兼用				運転	起動	高温 停止	燃料 交換
66-1-1	ATWS緩和 設備	代替制御挿入機能	代替制御挿入機能による 制御挿入	(1分以内) 【解析対象外】	原子炉圧力高又は原子炉水位低 (L2)の信号により自動で制 御挿入を実行する。中央制御室か らの手動操作も可能。	—	—	原子炉冷却材再循環ポンプトリップ 機能(1分以内) ほうげん水注入系(1分以内) 自動減圧系起動阻止スイッチ(1分以 内)	—	×	○	○	—	—	—	—	—	LCO対象範囲は、代替制御挿入機能 ロジック(手動含む)からAPF電圧降下と する。制御挿入制御挿入機能は制御挿 入機能として設計基準事故対処設備 の機能を期待するものであることか ら、(制御挿入のスクラム機能)にて整理 する。	AOTは基本方針(ECCS機器以外のAOT を参考とする場合のAOT)に基づき設定。 【設備】有効性評価TCにて自動スクラ ム機能が全て喪失した場合、上記の3つ の設備にて事故収束する手順としている ため「and」で設定する。				
66-1-2		代替冷却材再循環ポン プトリップ機能	原子炉冷却材再循環ポン プ停止による原子炉出力抑制	(1分以内) 【自動起動】ATWS)	ATWSが発生した場合に、原子炉圧 力高、原子炉水位低(L2)、原子炉水 位低(L2)の信号によりRIPを自動で 停止させて原子炉出力を抑制する。 中央制御室からの手動操作も可能。	—	—	代替制御挿入機能(1分以内)	—	×	○	○	—	—	—	—	—	—	LCO対象範囲は、代替冷却材再循環 ポンプトリップ機能ロジック(手動含む)と する。	AOTは基本方針(ECCS機器以外のAOT を参考とする場合のAOT)に基づき設定。			
第24条		ほうげん水注入系	ほうげん水注入	(1分) 【1分】ATWS)	ATWSが発生した場合に、RIP停止の 対応手段により原子炉出力を抑制し た後、中央制御室からの手動操作に よってSLOを起動する。	DB条文で整理	DB条文で整理	DB条文で整理	DB条文で整理	○	○	○	—	—	—	—	—	SLOは1.1.2.1.2.8で関係するDB兼用SA設備 であるが、1.1の要求については、系統 としての目的(原子炉停止機能)及び適用 される原子炉の状態が保安規定24条と 同等であることから、保安規定24条で整 理する。	1.2.1.8.1.6.6条で整理。				
66-2-3	ほうげん水注入系	ほうげん水注入系による進展 抑制	(20分) 【解析対象外】	HPCF喪失時又はSBO時において、 HPAC及びRCICにより原子炉水位低 (L3)以上に維持できない場合に、ほう げん水注入を実施する。	—	—	—	—	—	○	○	○	—	—	—	—	—	原子炉圧力 1.03MPa[gage]以上	【γ設備】1.2.1.8.1 1.2は、高圧系の要求を考慮し、HPCF又 はRCICを設定する。 1.2.1.8.1.8は、炉心捕獲後に使用するこ から、炉心捕獲後に炉心を冷却する目的に、1.2 で設定したHPCF又はRCICを1.8も同様 に設定し、DBの注水機能を維持する。 当該系統を定する完了時間は、保安 規定24条にSLO系を復帰させる措置の 完了時間が8時間で定められているた め、同様に8時間とする。 SLOタンクのLCO逸脱時は、保安規定24 条同様の措置(AOT)を行う。	【γ設備】1.2.1.8.1 1.2は、高圧系の要求を考慮し、HPCF又 はRCICを設定する。 1.2.1.8.1.8は、炉心捕獲後に使用するこ から、炉心捕獲後に炉心を冷却する目的に、1.2 で設定したHPCF又はRCICを1.8も同様 に設定し、DBの注水機能を維持する。 当該系統を定する完了時間は、保安 規定24条にSLO系を復帰させる措置の 完了時間が8時間で定められているた め、同様に8時間とする。 SLOタンクのLCO逸脱時は、保安規定24 条同様の措置(AOT)を行う。			
		ほうげん水注入系による原子 炉圧力容器へのほうげん水注 入	(20分) 【解析対象外】	換気炉心へ注水する場合、ほうげん水 注入系によるほうげん水の注入を並行 して実施する。	—	—	—	—	—	○	○	○	—	—	—	—	—	—	—	—			
66-2-1	高圧注水	高圧代替注水系(中操 起動)	(15分) 【20分】(TBU/TBD)	RCIC及びHPCF故障時に、中央制御 室からの操作により、注水を実施す る。	—	—	—	—	—	×	○	○	—	—	—	—	—	—	原子炉圧力 1.03MPa[gage]以上	1.2.1.8よりLCO設定する。中央制御室か らの遠隔起動を要求し、現場での手動 起動の要求は別にLCO設定する。	【γ設備】RCICとHPCFの2択であるが、 HPACとRCICは共通要因で故障する可 能性があり得る(高気圧ラインが一部共 用のため)ことから、起動源の異なるHPCF を優先とする。		
		高圧代替注水系(現場 起動)	(15分) 【解析対象外】	SBO時、RCIC及びHPCFによる注水 ができない場合は、溶融炉心の原子 炉格納容器下部への落下を遮断又 は防止するため、HPACの電源を確保 し、注水する。	—	—	—	—	—	×	○	○	—	—	—	—	—	—	—	原子炉圧力 1.03MPa[gage]以上	【設備】 RCICはDB設備であるが、DB領域もSA 設備の一つとして、0設定が可能とな る。		
66-2-2	高圧注水	高圧代替注水系(現場 起動)	(40分以内) 【解析対象外】	HPCF喪失時に、中央制御室からの 操作によりHPACを起動できない場 合は、現場での人力による弁の操作 により起動する。	—	—	—	—	—	×	○	○	—	—	—	—	—	—	—	原子炉圧力 1.03MPa[gage]以上	現場手動起動できることは、具体的に は安全な電源の手動操作用レバー、及 びハンドルの操作により現場起動でき ることをいう。 ポンプ等の系統設備が動作不能とな った場合は、中央制御室からの遠隔 手動起動可能であれば満足できるこ とから、いずれかが現場手動起動でき ることを、LCOとして設定する。	1.2.1.8.1.2の現場での手動起動の要求につ いて、HPAC又はRCICのどちらかが現場 手動起動可能であれば満足できるこ とから、いずれかが現場手動起動でき ることを、LCOとして設定する。	
		原子炉隔離時冷却系 (現場起動)	(90分以内) 【解析対象外】	SBO及び過流量失に加え、HPACが 起動できない場合には、現場での人 力による弁の操作によりRCICを起 動する。	—	—	—	—	—	—	○	○	○	—	—	—	—	—	—	—	原子炉圧力 1.03MPa[gage]以上	【γ設備】 手動操作用レバー及びハンドルを規定 するため、電源の確認は不要とする。	
第39条		原子炉隔離時冷却系 (中操起動)	(速やか) 【自動起動】(TBP等)	自動起動信号又は中央制御室か らの手動操作によりRCICを起動す る。	—	—	—	—	—	○	○	○	—	—	—	—	—	—	—	原子炉圧力 1.03MPa[gage]以上	設計拡張設備であり、SA設備としての機 能追加は特にならぬから保安規定第39 条(非常炉心冷却系)で整理する。	設計拡張設備であり、SA設備としての機 能追加は特にならぬから保安規定第39 条(非常炉心冷却系)で整理する。	
第39条		高圧炉心注水系	(速やか) 【自動起動】(TWS/LOGA等)	自動起動信号又は中央制御室か らの手動操作によりHPCFを起動す る。	—	—	—	—	—	○	○	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	設計拡張設備であり、SA設備としての機 能追加は特にならぬから保安規定第39 条(非常炉心冷却系)で整理する。	設計拡張設備であり、SA設備としての機 能追加は特にならぬから保安規定第39 条(非常炉心冷却系)で整理する。

表No.	分類1	対応手段			主な用途(手続概要)	B設備 LCO逸脱したSA設備と同等の機能を有する	γ設備 LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外…3日、2N…10日) (二重下線は機能喪失想定DB設備以外)	C(代替手段) LCO逸脱時のAOT判断 (30日)	D(自主対策設備 or 代替品) LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外…10日、2N…30日)	適用される原子炉の状態						DB SA 統合	LCOの設定	備考	
		分類2 (系統)	分類3 (技術的能力 対応手続)	手続完了時間 (技術的能力… 有効性評価… ※事象発生からの時間)						DB 運用	運転 起動	高温 停止	燃料 交換	条件 (※)					
66-3-1	原子炉の減圧	代替自動減圧機能	減圧の自動化	(速やか) 【19分後に作動】(TGUX)	1.3	—	—	逃がし安全弁(手動減圧)(1分以内)	—	×	○	○	○	—	—	原子炉圧力 1.03MPa[<i>at</i> 以上	—	LCO対象範囲は、代替自動減圧機能ロジック(要素含む)とする。ADSのアクチュエータ及び逃がし弁は39条にて整理する。	
		自動減圧系の起動阻止スイッチ	自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止	(1分以内) 【4分】(ATWS)	1.1	—	—	代替制御挿入機能(1分以内)	—	×	○	○	—	—	—	—	—	自動減圧系の起動阻止スイッチは、代替自動減圧機能の一部として、1.3を兼ねることから、本表にて規定する。	
66-3-2	逃がし安全弁 (手動減圧)	—	手動操作による減圧(逃がし安全弁)	(1分以内) 【解析対象外】	1.3	—	—	—	—	○	○	○	—	—	—	—	—	動作可能な主蒸気逃がし安全弁8個未満となった場合、主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能付き)が少なくとも1個以上、動作不能となっていることから、条件Aは保安規定第39条に準じて設定する。(第39条では10日間以内に復旧することのみを要求しており、要求される措置の内容は第39条に包絡される。)なお、主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能付き)が2個以上動作不能の場合には、保安規定第39条に準じて、条件Bに原子炉を停止する措置を規定する。	
			高圧溶融物放出/格納容器破砕面蒸気直接加熱の防止	(1分以内) 【1.4時間】(DCH)	1.3	—	—	—	—	○	○	○	—	—	—	—	—		
			発電用原子炉の減圧(インターフェイスシステムLOCA発生時)	(1分以内) 【15分】(ISLOCA)	1.3	—	—	—	—	—	○	○	○	—	—	—	—		—
66-3-3	原子炉の減圧	—	逃がし安全弁機能回復(逃がし安全弁用可搬型蓄電池)	給電まで(55分) 【解析対象外】	1.3	可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	—	—	代替品(可搬型蓄電池)	×	○	○	—	—	—	—	—	SRVの機能回復の要求について、「逃がし安全弁用可搬型蓄電池」又は「可搬型直流電源設備」のどちらかが動作可能であれば満足であることから、どちらか一方が動作可能であることをLCOとして設定する。	
			逃がし安全弁機能回復(可搬型直流電源設備)	可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	給電まで(455分) 【解析対象外】	1.3	—	—	—	—	×	○	○	—	—	—	—	—	
			高圧窒素ガス供給系による窒素ガス確保	駆動源確保完了(20分) 窒素ガスポンプ交換完了(60分) 【解析対象外】	1.3	—	—	—	—	—	×	○	○	—	—	—	—	—	【γ設備】 アクチュエータの圧力が健全であることを担保するため、高圧窒素ガス供給圧力が保安規定第39条に定める値であることを確認する。
			逃がし安全弁機能回復(高圧窒素ガス供給系)	高圧窒素ガス供給系による窒素ガス確保	—	1.3	—	—	—	—	×	○	○	—	—	—	—	—	—
第39条	ISLOCA隔離弁	原子炉冷却材の漏えい直前の隔離	遮断隔離(15分) 復帰隔離(240分) 【4時間】(ISLOCA)	1.3	ISLOCA発生時に、HPCF注入隔離弁の閉操作を実施し、遮断箇所の隔離を行う。	DB条文中整理 (設計拡張設備)	DB条文中整理 (設計拡張設備)	DB条文中整理 (設計拡張設備)	DB条文中整理 (設計拡張設備)	○	○	○	—	—	—	—	重大事故等対応設備(設計基準設備)であることから、保安規定第39条(非常用炉心冷却系)で整理する。		
第49条	原子炉建屋ブローアウトパネル(開放)	原子炉建屋原子炉区域内の圧力上昇抑制及び環境改善	自動開放	1.3	ISLOCA発生時において、原子炉建屋原子炉区域内の圧力上昇抑制及び環境改善のための原子炉建屋ブローアウトパネルを開放する。	DB条文中整理	DB条文中整理	DB条文中整理	DB条文中整理	○	○	○	—	—	—	—	ブローアウトパネル(開放)は、原子炉建屋(DB)の機能であり、適用される原子炉の状態も保安規定49条(原子炉建屋)(運転、起動、高温停止、炉心変更等)に包絡される。		

表No.	分類1	分類2 (系統)	対応手段			B設備	γ設備	C(代替手段)	D(自主対策設備 or 代替品)	適用される原子炉の状態							DB- SA 統合	LCOの設定	備考
			分類3 (技術的能力 対応手段)	手続完了時間 (技術的能力-1) 有効性評価※-1 ※事象発生からの時間	主な用途(手順概要)					β設備	γ設備	C(代替手段)	D(自主対策設備 or 代替品)	DB 専用	運転	起動			
66-4-1	低圧注水	低圧代替注水系(常設)	低圧代替注水系(常設)による発電用原子炉の冷却【原子炉運転中】	RHR(A)系注水 (12分)【24時間後】(長期TB) RHR(B)系注水 (12分)【20分】(TOUV)	原子炉運転中にRHR(低圧注水モード)が故障した場合、低圧代替注水系(常設)により、原子炉へ注水する	—	残留熱除去系(低圧注水モード)	高圧炉心注水系(速やか)	—	×	○	○	○	—	—	LCO対象範囲は、MWCポンプ並びに必要な流路とする。水頭である破水貯蔵槽は他注水系又は低圧注水系による注水を実施している間(γ設備)、準備時間が確保できることから、時間短縮の補充措置は不要である。			
			低圧代替注水系(常設)による残存溶融炉心の冷却	(12分) 【解析対象外】	低圧代替注水系(常設)により残存溶融炉心を冷却する	低圧代替注水系(可搬型)	残留熱除去系(低圧注水モード)	高圧炉心注水系(速やか)	—	×	○	○	○	※	原子炉が次に系注状態となった場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつフルゲートが閉の場合又は(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつフルゲートが開の場合				
			低圧代替注水系(常設)による発電用原子炉の冷却【原子炉停止中】	(12分) 【145分】(停止時SBO)	原子炉停止中にRHR(原子炉停止時冷却モード)が故障した場合、低圧代替注水系(常設)により、原子炉へ注水する	—	非常用炉心冷却系(自動減圧系を除く)	低圧代替注水系(可搬型)(330分)	—	×	—	—	○	※	原子炉が次に系注状態となった場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつフルゲートが閉の場合又は(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつフルゲートが開の場合				
			低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水	RHR(A)系注水(12分) RHR(B)系注水(12分) 【70分】(大LOCA)	溶融炉心の原子炉格納容器下部への降下を遅延又は防止し、原子炉圧力容器内に残存した溶融炉心を冷却する	—	残留熱除去系(低圧注水モード)	高圧炉心注水系(速やか)	—	×	○	○	○	—	—				
66-4-2	低圧注水	低圧代替注水系(可搬型)	低圧代替注水系(可搬型)による発電用原子炉の冷却【原子炉運転中】	建屋内系統構成(25分) 建屋外準備・送水(330分) RHR(A)系注水 【4.1時間】(TBP) RHR(B)系注水 【20時間後】(大LOCA)	原子炉運転中にRHR(低圧注水モード)が故障した場合、低圧代替注水系(可搬型)により、原子炉へ注水する	—	残留熱除去系(低圧注水モード)	高圧炉心注水系(速やか)	—	×	○	○	○	—	LCO対象範囲は、必要な弁及び流路とする。可搬型代替注水ポンプ(A-2級)は表66-19-11においてLCO設定し、2セット分取配置が要求される。				
			低圧代替注水系(可搬型)による残存溶融炉心の冷却	建屋内系統構成(20分) 建屋外準備・送水(330分) 【解析対象外】	低圧代替注水系(可搬型)により、残存溶融炉心を冷却する	低圧代替注水系(常設)	残留熱除去系(低圧注水モード)	高圧炉心注水系(速やか)	—	×	○	○	○	※			原子炉が次に系注状態となった場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつフルゲートが閉の場合又は(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつフルゲートが開の場合		
			低圧代替注水系(可搬型)による発電用原子炉の冷却【原子炉停止中】	建屋内系統構成(135分) 建屋外準備・送水(330分) 【解析対象外】	原子炉停止中にRHR(原子炉停止時冷却モード)が故障した場合、低圧代替注水系(可搬型)により、原子炉へ注水する	—	非常用炉心冷却系(自動減圧系を除く)	低圧代替注水系(常設)(12分)	—	×	—	—	○	※			原子炉が次に系注状態となった場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつフルゲートが閉の場合又は(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつフルゲートが開の場合		
			低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水	建屋内系統構成(20分) 建屋外準備・送水(330分) RHR(A)系注水 【20時間後】(大LOCA)	溶融炉心の原子炉格納容器下部への降下を遅延又は防止し、原子炉圧力容器内に残存した溶融炉心を冷却する	—	残留熱除去系(低圧注水モード)	高圧炉心注水系(速やか)	—	×	○	○	○	—			—		
第33条		残留熱除去系(低圧注水モード)	残留熱除去系(低圧注水モード)による発電用原子炉の冷却	—	1.4	原子炉運転中、残留熱除去系(低圧注水モード)が健全であれば、重大事故の対応に用いる。	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	○	○	○	○	—	○	重大事故等対応設備(設計基準拡張)であることから、第34,35,36条「原子炉停止時冷却モード」で整理する。		
第34条 第35条 第36条		残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)	残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による発電用原子炉からの除熱	—	1.4	原子炉停止中、残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)が健全であれば、重大事故の対応に用いる。	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	○	—	※1	※2	—	○	※1:原子炉圧力が0.93MPa[gage]以下 ※2:原子炉内から全燃料が取出された場合を除く 重大事故等対応設備(設計基準拡張)であることから、第34,35,36条「原子炉停止時冷却モード」で整理する。		

表No.	分類1	分類2 (系統)	対応手段			主な用途(手順概要)	B設備 LCO逸脱したSA設備と 同等の機能を有する	γ設備 LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外…3日、2N…10日) (二重下線は機能喪失想定DB設備 以外)	C(代替手段) LCO逸脱時のAOT判断 (30日)	D(自主対策設備 or 代替品) LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外…10日、2N…30日)	適用される原子炉の状態							DB SA 統合	LCOの設定	備考
			分類3 (技術的能力 対応手段)	手順完了時間 (技術的能力…) 有効性評価※-【 】 ※事象発生からの時間																
66-5-1		格納容器圧力逃がし装置	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	ベント開始(40分) ベント要求【約17時間】(TQUV)	1.5	RHR故障時に、格納容器圧力逃がし装置により最終ヒートシンク(大気)へ熱を輸送する	耐圧強化ベント系	残留熱除去系 (9プレッシャ・チェンバ・フル冷却モード) (格納容器スプレイ冷却モード)	耐圧強化ベント系(W/W) (B設備を準用) (55分)	—	X	O	O	O	—	—	1.5.1.7.1.9より保安規定第68条にLCOを設定する。現場操作の要求についても一括りにして設定する。 LCO対象範囲は、ベントライン並びにドレン移送ポンプ、遠隔操作設備等の付帯設備とする。 スクラブ水供給のために使用する可搬型代替注水ポンプ(A-2線)は、表66-19-1の可搬型代替注水ポンプ(A-2線)において、LCOを設定する。	1.5.1.7.1.9については、主要な設備が運用されていることから、これら条文的な要求を一括りにして、SA条文的なタイトル(分類1)を構成することとする。		
			格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	ベント開始(45分) ベント要求【約30時間】(大LOCA)	1.7	炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施し、原子炉格納容器の過圧破壊を防止する		残留熱除去系 (9プレッシャ・チェンバ・フル冷却モード) (格納容器スプレイ冷却モード)	代替循環冷却系 (540分)	—	X	O	O	—	—					
			現場操作(格納容器圧力逃がし装置)	ベント開始(70分) ベント要求【約16時間】(TB)	1.5	SBO及びRHR使用不可時に、隔離弁を手動にてベント設備を遠隔操作することで最終ヒートシンク(大気)へ熱を輸送する		残留熱除去系 (9プレッシャ・チェンバ・フル冷却モード) (格納容器スプレイ冷却モード)	耐圧強化ベント系(W/W) (B設備を準用) (55分)	—	X	O	O	—	—					
			格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	ベント開始(45分) 【解析対象外】	1.9	炉心の著しい損傷が発生した場合において、発生する水素ガス及び酸素ガスを、格納容器圧力逃がし装置により排出する		残留熱除去系(低圧注水モード) 可燃性ガス濃度制御系	耐圧強化ベント系(W/W) (B設備を準用) (60分)	—	X	O	O	—	—					
			現場操作(格納容器圧力逃がし装置) 【解析対象外】	ベント開始(75分) 【解析対象外】	1.7	SBOによる格納容器圧力逃がし装置の閉鎖非動作不能時に、遠隔手動操作時の現場操作により原子炉格納容器の過圧破壊を防止する		残留熱除去系 (9プレッシャ・チェンバ・フル冷却モード) (格納容器スプレイ冷却モード)	代替循環冷却系 (540分)	—	X	O	O	—	—					
66-5-2	最終ヒートシンク POV破損 POV水素増発	耐圧強化ベント系	耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	ベント開始(55分) ベント要求【約17時間】(TQUV)	1.5	RHR故障時に、耐圧強化ベント系により最終ヒートシンク(大気)へ熱を輸送する	格納容器圧力逃がし装置	残留熱除去系 (9プレッシャ・チェンバ・フル冷却モード) (格納容器スプレイ冷却モード)	—	代替品(ポンプ)	X	O	O	—	—	1.5.1.8より保安規定第68条にLCOを設定する。現場操作の要求についても一括りにして設定する。LCO対象範囲は、ベントライン並びに遠隔手動設備等の付帯設備とする。 【γ設備】 1.5は、発生した熱を最終ヒートシンクへ導く設備の群であるため、9プレッシャ・チェンバ・フル冷却モードについてもγ設備とする。 格納容器圧力逃がし装置により基準要求を維持できることから、格納容器圧力逃がし装置が動作可能な場合は機能喪失してLCO逸脱とはみなさない。				
			現場操作(耐圧強化ベント系)	1弁あたり(45分)×3弁=(135分) ベント要求【約16時間】(TB)	1.5	SBO及びRHR使用不可時に、隔離弁を手動にてベント設備を遠隔操作することで最終ヒートシンク(大気)へ熱を輸送する	格納容器圧力逃がし装置	残留熱除去系 (9プレッシャ・チェンバ・フル冷却モード) (格納容器スプレイ冷却モード)	—	代替品(ポンプ)	X	O	O	—	—					
			耐圧強化ベント系(W/W)による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	WWベント(80分) 【解析対象外】	1.9	炉心の著しい損傷が発生した場合において、発生する水素ガス及び酸素ガスを耐圧強化ベント系により排出する	格納容器圧力逃がし装置	残留熱除去系(低圧注水モード) 可燃性ガス濃度制御系	—	代替品(ポンプ)	X	O	O	—	—					
66-5-3	可搬型窒素供給装置	不活性ガス(窒素ガス)による系統内の置換	(8時間)	1.7	排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、格納容器圧力逃がし装置の系統内を不活性ガス(窒素ガス)で置換する	—	残留熱除去系 (低圧注水モード) (9プレッシャ・チェンバ・フル冷却モード) (格納容器スプレイ冷却モード)	—	代替品(可搬型窒素供給装置)	X	O	O	—	—	格納容器圧力逃がし装置と耐圧強化ベント系の手順で使用する設備であるが、それぞれLCO設定した場合に動作不能時発生にLCOとなる。FV及びベントの機能維持に直接関係ないことから単独で条文設定する。 AOTのγ設備は、FV及びベント同様の考えとし、D設備はA設備の代替品(手動の可搬型窒素供給装置)を設定する。					
		格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	バージ開始 (85分)	1.9	炉心の著しい損傷が発生し、耐圧強化ベント系により原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出を実施する際、耐圧強化ベントラインを球気状態の大気開放されたラインに対してあらかじめ窒素ガスバージを実施することにより、系統内の酸素濃度を可搬型窒素供給装置に保ち、水素燃焼を防止する。	—	残留熱除去系 (低圧注水モード) (9プレッシャ・チェンバ・フル冷却モード) (格納容器スプレイ冷却モード) 可燃性ガス濃度制御系	—	代替品(可搬型窒素供給装置)	X	O	O	—	—						
66-5-4	代替原子炉補機冷却系	代替原子炉補機冷却系による除熱	系統破綻・供給開始(9時間) 【20時間】(TW)	1.5	SBO又はLUHS時において、代替原子炉補機冷却系を用いて補機冷却水を確保する	—	原子炉補機冷却水	—	代替品(大容量送水車等)	X	O	O	O	—	LCO対象範囲は、大容量送水車(熱交換器ユニット用)、熱交換器ユニット並びに必要な管路とする。大容量送水車(熱交換器ユニット用)、熱交換器ユニットは2セット分散設置が要求される。 1.11で、FPOの冷却水確保で要求されることを考慮し、適用される原子炉の状態は常時とする。					

表No.	分類1	分類2 (系統)	分類3 (技術的能力 対応手段)	手続完了時間 技術的能力() 有効性評価() ※事象発生からの時間	主な用途(手続概要)	B設備 LCO逸脱したSA設備と 同等の機能を有する	γ設備 LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外…3日、2N…10日) (二重下線は機能喪失想定DB設備 以外)	C(代替手段) LCO逸脱時のAOT判断 (30日)	D(自主対策設備 or 代替品) LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外…10日、2N…30日)	適用される原子炉の状態							DB- SA 結合	LCOの設定	備考
										DB 系用	運転	起動	高温 停止	低温 停止	燃料 交換	条件 (※)			
66-5-5	最終ヒート シンク PCV破断 PCV水素発 泡	代替循環冷却系	代替循環冷却系による原子 炉格納容器内の減圧及び 除熱	代替原子炉補給冷却系系統 構成・供給開始(9時間) 代替循環冷却系 系統構成・運転開始(90分) [2.5時間]大LOCA	1.7	炉心の著しい損傷が発生した場合に おいて、復水補給水系を用いた代替 循環冷却系の運転により、原子炉格 納容器内の圧力及び温度を低下さ せることで原子炉格納容器の過圧破 損を防止する	—	—	—	—	×	○	○	○	—	—	LCO対象範囲は、MUWCポンプ並びに必 要な管路とする。 代替原子炉補給冷却水系については他 の目的でも使用することから、別表(代替 原子炉補給冷却系)でLCOを規定する。 代替循環冷却系準備中に実施する低圧 代替注水系(可搬型)可搬型代替注水 ポンプ(A-2機)による原子炉への注水に ついては別表(表66-4-2 低圧代替注水 系(可搬型))にて整理する。	【γ設備】 格納容器の圧力及び温度低下が目的で あるため、格納容器スプレイ冷却モード のみとする。	
66-5-6			格納容器内の水素濃度 及び酸素濃度監視	水素濃度及び酸素濃度の 監視	(25分)	1.9	炉心の著しい損傷が発生した場合に おいて、原子炉格納容器内に発生す る水素ガス及び酸素ガスの濃度を測 定し、監視する	—	代替パラメータ	—	—	×	○	○	○	—	—	表66-13(主要パラメータ及び代替パラ メータ)にてLCOを規定する。	
第52条 第53条		原子炉補給冷却系	原子炉補給冷却系による除 熱	—	1.5	重大事故等対処設備(設計基準広 域)である原子炉補給冷却系が健全 であれば重大事故等の対応に用い る	DB条文中整理 (設計拡張設備)	DB条文中整理 (設計拡張設備)	DB条文中整理 (設計拡張設備)	DB条文中整理 (設計拡張設備)	○	○	○	○	—	—	重大事故等対処設備(設計基準広域) である原子炉補給冷却系が健全であ れば重大事故等の対応に用いる。 第53条「非常用炉心冷却系」第53条「非 常用ディーゼル発電設備冷却系」で整理 する。	低温停止以降、当該設備の故障等によ り阻害する設備が運転上の制限を満足 しないか判断した場合は、それぞれ 該当する条文中を適用する。(現行DB条 文の運用)	
66-6-1	PCV冷却	代替格納容器スプレイ 冷却系(常設)	代替格納容器スプレイ冷却 系(常設)による原子炉格納 容器内の冷却(炉心損傷前)	(25分) [8時間]TW	1.6	炉心損傷が発生する前、RHR(格 納容器スプレイ冷却モード)故障時 において、代替格納容器スプレイ(常 設)により格納容器スプレイする	—	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード)	—	—	×	○	○	○	—	—	設計許可基準規則40条より保安規定66 条LCOを設定する。 LCO対象範囲は、MUWCポンプ並びに必 要な管路とする。		
			代替格納容器スプレイ冷却 系(常設)による原子炉格納 容器内の冷却(炉心損傷後)	(25分) [2時間]大LOCA	1.6	炉心損傷が発生した後、RHR(格 納容器スプレイ冷却モード)故障時 において、代替格納容器スプレイ(常 設)により格納容器スプレイする	—	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード)	—	—	—	×	○	○	○	—	—	水質である復水貯蔵罐は他注水系統と 共用することから、別にLCOを設定する。	
66-6-2	代替格納容器スプレイ 冷却系(可搬型)	代替格納容器スプレイ 冷却系(可搬型)	代替格納容器スプレイ冷却 系(可搬型)による原子炉格 納容器内の冷却(炉心損傷 前)	建屋内系統構成(25分) 建屋外準備・送水(30分) [9時間]TBP	1.6	炉心損傷が発生する前、RHR(格 納容器スプレイ冷却モード)故障時 において、代替格納容器スプレイ(可 搬型)により格納容器スプレイする	—	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード)	代替格納容器スプレイ冷却系(常設) (25分)	—	×	○	○	○	—	—	設計許可基準規則40条より保安規定66 条LCOを設定する。 LCO対象範囲は、必要弁及び管路とす る。可搬型代替注水ポンプ(A-2機)は、表 66-19においてLCO設定し、セッパ分 岐配置が要求される。		
			代替格納容器スプレイ冷却 系(可搬型)による原子炉格 納容器内の冷却(炉心損傷 後)	建屋内系統構成(25分) 建屋外準備・送水(30分) [解析対象外]	1.6	炉心損傷が発生した後、RHR(格 納容器スプレイ冷却モード)故障時 において、代替格納容器スプレイ(可 搬型)により格納容器スプレイする	—	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード)	代替格納容器スプレイ冷却系(常設) (25分)	—	—	×	○	○	○	—	—	設計許可基準規則40条より保安規定66 条LCOを設定する。 LCO対象範囲は、必要弁及び管路とす る。可搬型代替注水ポンプ(A-2機)は、表 66-19においてLCO設定し、セッパ分 岐配置が要求される。	
第34条 第35条 第36条		残留熱除去系(原子炉 停止時冷却モード)	残留熱除去系(原子炉停止 時冷却モード)による発電用 原子炉からの除熱	—	1.5	重大事故等対処設備(設計基準広 域)である残留熱除去系(原子炉停 止時冷却モード)が健全であれば重 大事故等の対応に用いる	DB条文中整理 (設計拡張設備)	DB条文中整理 (設計拡張設備)	DB条文中整理 (設計拡張設備)	DB条文中整理 (設計拡張設備)	○	—	※1	※2	—	—	※1: 原子炉圧力が 0.93MPa[表66-13]以下 ※2: 原子炉内から全 燃料が取出された場合 を除く	重大事故等対処設備(設計基準広域) であることから、第34.35.36条「原子炉停 止時冷却モード」で整理する。	
第39条	PCV冷却	残留熱除去系(格納容 器スプレイ冷却モード)	残留熱除去系(サプレッ ション・チェンバール水冷却 モード)及び格納容器スプレ イ冷却モード)による原子炉 格納容器内の除熱	—	1.5	重大事故等対処設備(設計基準広 域)である残留熱除去系(格納容 器スプレイ冷却モード)が健全であ れば重大事故等の対応に用いる	DB条文中整理 (設計拡張設備)	DB条文中整理 (設計拡張設備)	DB条文中整理 (設計拡張設備)	DB条文中整理 (設計拡張設備)	○	○	○	○	—	—	重大事故等対処設備(設計基準広域) であることから、第39条「非常用炉心冷 却系その1」で整理する。		
第39条			残留熱除去系(サプレッ ション・チェンバール水冷却 モード)による原子炉 格納容器内の除熱	—	1.5	重大事故等対処設備(設計基準広 域)である残留熱除去系(サプレッ ション・チェンバール水冷却モード 及び格納容器スプレイ冷却モード) が健全であれば重大事故等の対応 に用いる	DB条文中整理 (設計拡張設備)	DB条文中整理 (設計拡張設備)	DB条文中整理 (設計拡張設備)	DB条文中整理 (設計拡張設備)	○	○	○	○	—	—	重大事故等対処設備(設計基準広域) であることから、第39条「非常用炉心冷 却系その1」で整理する。		
第39条		残留熱除去系(格納容 器スプレイ冷却モード)	残留熱除去系(格納容 器スプレイ冷却モード)による 原子炉格納容器内の除熱	—	1.6	重大事故等対処設備(設計基準広 域)である残留熱除去系(格納容 器スプレイ冷却モード)が健全であ れば重大事故等の対応に用いる	DB条文中整理 (設計拡張設備)	DB条文中整理 (設計拡張設備)	DB条文中整理 (設計拡張設備)	DB条文中整理 (設計拡張設備)	○	○	○	○	—	—	重大事故等対処設備(設計基準広域) であることから、第39条「非常用炉心冷 却系その1」で整理する。		
第39条		残留熱除去系(サプレ ション・チェンバール水冷却 モード)	残留熱除去系(サプレッ ション・チェンバール水冷却 モード)による原子炉 格納容器内の除熱	—	1.6	重大事故等対処設備(設計基準広 域)である残留熱除去系(サプレッ ション・チェンバール水冷却モード 及び格納容器スプレイ冷却モード) が健全であれば重大事故等の対応 に用いる	DB条文中整理 (設計拡張設備)	DB条文中整理 (設計拡張設備)	DB条文中整理 (設計拡張設備)	DB条文中整理 (設計拡張設備)	○	○	○	○	—	—	重大事故等対処設備(設計基準広域) であることから、第39条「非常用炉心冷 却系その1」で整理する。		
66-7-1	溶融炉心 冷却	格納容器下部注水系(常 設)	格納容器下部注水系(常設) による原子炉格納容器下 部への注水	(35分) [5.7時間]DGH	1.8	格納容器下部注水系(常設)によるデ ブリ冷却	—	残留熱除去系(低圧注水モード)	格納容器下部注水系(可搬型) (時間短縮の措置措置含む)(30分)	—	×	○	○	○	—	—	LCO対象範囲は、MUWCポンプ並びに必 要な管路とする。 水質である復水貯蔵罐は他注水系統と 共用することから、別にLCOを設定する。		
			格納容器下部注水系(可 搬型)	格納容器下部注水系(可搬 型)による原子炉格納容 器下部への注水	建屋内系統構成(35分) 建屋外準備・送水(30分) [解析対象外]	1.8	格納容器下部注水系(可搬型)による デブリ冷却	—	残留熱除去系(低圧注水モード)	格納容器下部注水系(常設)(35分)	—	×	○	○	○	—	—	LCO対象範囲は、必要弁及び管路とす る。可搬型代替注水ポンプ(A-2機)は、表 66-19においてLCO設定し、セッパ分 岐配置が要求される。	

表No.	分類1	分類2 (系統)	分類3 (技術的能力 対応手順)	手順完了時間 技術的能力() 有効性評価※-【 】 ※事象発生からの時間	主な用途(手順概要)	B設備 LCO逸脱したSA設備と 同等の機能を有する	γ設備 LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外~3日、2N~10日) (二重下線は機能喪失想定DB設備 以外)	C(代替手段) LCO逸脱時のAOT判断 (30日)	D(自主対策設備 or 代替品) LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外~10日、2N~30日)	適用される原子炉の状態					DB - SA 統合	LCOの設定	備考	
										DB 適用	運転	起動	高温 停止	燃料 交換				
66-8-1		静的触媒式水素再結合 器	静的触媒式水素再結合器 による水素濃度の上昇抑制	-	1.10 静的触媒式水素再結合器により、 原子炉建屋内の水素濃度の上昇を抑制する	-	機器熱除去系(仮注水モード) 非常用炉心冷却系(自動減圧系を除く)	-	-	原子炉が空に示す状態となつた場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつフルゲートが閉の場合又は(2)原子炉内から全燃料が抽出され、かつフルゲートが閉の場合	×	○	○	○	※	-	LCO対象範囲は、静的触媒式水素再結合器とする。動作監視装置は表66-13-1にてLCO等を規定する。	【γ設備】冷温停止、燃料交換時は原子炉注水可能なCOA設備(系列)が確保でなければ良い。非常用炉心冷却系(系列)(自動減圧系除く)を設定する。
66-8-2		原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋内の水素濃度監視	-	1.10 原子炉建屋内の水素濃度の監視	-	-	代替パラメータ (即サセナル) (静的触媒式水素再結合器動作監視 設置)	-	原子炉が空に示す状態となつた場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつフルゲートが閉の場合又は(2)原子炉内から全燃料が抽出され、かつフルゲートが閉の場合	×	○	○	○	※	-	LCO対象範囲は、原子炉建屋水素濃度監視設備とする。 原子炉水素濃度を必要であるため、表66-13-1と別にLCO設定する。AOTの完了時間については適用した設定とする。 原子炉建屋水素濃度監視に設定される3チャンネルが動作不能の場合は、共通要員等により同時に動作不能となつた場合と同様の措置とする。	
66-9-1	SFP	燃料プール代替注水系 (常設スプレイヘッド)	燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水	建屋外準備・送水(330分) 【12時間】(想定12)	1.11 使用済燃料プールへの注水	-	使用済燃料プール温度、水位監視	可搬型スプレイヘッド使用(340分)	代替品(可搬型代替注水ポンプ) 消火系による補給(30分)	燃料プール代替注水系には常設スプレイヘッドを使用する場合の2つの系統構成があり、またそれぞれ注水機能とスプレイ機能を有する。これらの要求を一括してLCOを設定する。	×	○	○	○	○	-	燃料プール代替注水系には常設スプレイヘッドを使用する場合の2つの系統構成があり、またそれぞれ注水機能とスプレイ機能を有する。これらの要求を一括してLCOを設定する。 常設スプレイヘッド及び可搬型スプレイヘッドは同等な機能を有するが、設置許可基準規則の要求では、注水・スプレイラインを含めて可搬型で配備することが必要となり、必須要求となるのは可搬型スプレイヘッドであることから、常設スプレイヘッドは可搬型スプレイヘッドが動作可能な場合は機能喪失してLCO逸脱はみなさないを整理していたが、すべてのSA設備にLCO設定することとし、常設及び可搬の両方が動作可能であることを運転上の制限とする。	プラント停止を要求しない(基本方針) 【γ設備】 使用済燃料プールが健全であることの確認及び冷卻機能が健全であることを確認する手段として使用済燃料プール温度、水位監視を設定する。
			燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ	建屋外準備・送水(330分) 【解析対象外】	1.11 使用済燃料プールへのスプレイ	-	使用済燃料プール温度、水位監視	可搬型スプレイヘッド使用(340分)	代替品(可搬型代替注水ポンプ-A1級) 消火系による補給(30分)	燃料プール代替注水系には常設スプレイヘッドを使用する場合の2つの系統構成があり、またそれぞれ注水機能とスプレイ機能を有する。これらの要求を一括してLCOを設定する。 常設スプレイヘッド及び可搬型スプレイヘッドは同等な機能を有するが、設置許可基準規則の要求では、注水・スプレイラインを含めて可搬型で配備することが必要となり、必須要求となるのは可搬型スプレイヘッドであることから、常設スプレイヘッドは可搬型スプレイヘッドが動作可能な場合は機能喪失してLCO逸脱はみなさないを整理していたが、すべてのSA設備にLCO設定することとし、常設及び可搬の両方が動作可能であることを運転上の制限とする。	×	○	○	○	○	-	燃料プール代替注水系には常設スプレイヘッドを使用する場合の2つの系統構成があり、またそれぞれ注水機能とスプレイ機能を有する。これらの要求を一括してLCOを設定する。 常設スプレイヘッド及び可搬型スプレイヘッドは同等な機能を有するが、設置許可基準規則の要求では、注水・スプレイラインを含めて可搬型で配備することが必要となり、必須要求となるのは可搬型スプレイヘッドであることから、常設スプレイヘッドは可搬型スプレイヘッドが動作可能な場合は機能喪失してLCO逸脱はみなさないを整理していたが、すべてのSA設備にLCO設定することとし、常設及び可搬の両方が動作可能であることを運転上の制限とする。	プラント停止を要求しない(基本方針) 【γ設備】 使用済燃料プールが健全であることの確認及び冷卻機能が健全であることを確認する手段として使用済燃料プール温度、水位監視を設定する。
		燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水	建屋内系統構成(65分) 建屋外準備・送水(340分) 【解析対象外】	1.11 使用済燃料プールへの注水	-	使用済燃料プール温度、水位監視	常設スプレイヘッド使用(330分)	代替品(可搬型代替注水ポンプ-A1級) 消火系による補給(30分)	燃料プール代替注水系には常設スプレイヘッドを使用する場合の2つの系統構成があり、またそれぞれ注水機能とスプレイ機能を有する。これらの要求を一括してLCOを設定する。	×	○	○	○	○	-	燃料プール代替注水系には常設スプレイヘッドを使用する場合の2つの系統構成があり、またそれぞれ注水機能とスプレイ機能を有する。これらの要求を一括してLCOを設定する。 常設スプレイヘッド及び可搬型スプレイヘッドは同等な機能を有するが、設置許可基準規則の要求では、注水・スプレイラインを含めて可搬型で配備することが必要となり、必須要求となるのは可搬型スプレイヘッドであることから、常設スプレイヘッドは可搬型スプレイヘッドが動作可能な場合は機能喪失してLCO逸脱はみなさないを整理していたが、すべてのSA設備にLCO設定することとし、常設及び可搬の両方が動作可能であることを運転上の制限とする。	プラント停止を要求しない(基本方針) 【γ設備】 使用済燃料プールが健全であることの確認及び冷卻機能が健全であることを確認する手段として使用済燃料プール温度、水位監視を設定する。	
		燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ	建屋内系統構成(65分) 建屋外準備・送水(340分) 【解析対象外】	1.11 使用済燃料プールへのスプレイ	-	使用済燃料プール温度、水位監視	常設スプレイヘッド使用(330分)	代替品(可搬型代替注水ポンプ-A1級) 消火系による補給(30分)	燃料プール代替注水系には常設スプレイヘッドを使用する場合の2つの系統構成があり、またそれぞれ注水機能とスプレイ機能を有する。これらの要求を一括してLCOを設定する。 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)は、表66-19-1においてLCO設定し、2セット分取設置が要求される。	×	○	○	○	○	-	燃料プール代替注水系には常設スプレイヘッドを使用する場合の2つの系統構成があり、またそれぞれ注水機能とスプレイ機能を有する。これらの要求を一括してLCOを設定する。 サイフォン防止機能については、共ににおいて使用済燃料プールを含むことから、系に含まれる設備として整理する。	プラント停止を要求しない(基本方針) 【γ設備】 使用済燃料プールが健全であることの確認及び冷卻機能が健全であることを確認する手段として使用済燃料プール温度、水位監視を設定する。	
66-9-2		代替交流電源設備を使用し 燃料プール冷却浄化系 による使用済燃料プール除熱	代替交流電源設備を使用し 燃料プール冷却浄化系 による使用済燃料プール除熱	45分 【解析対象外】	1.11 代替交流電源設備を使用した燃料 プール冷却浄化系による使用済燃 料プール除熱	-	使用済燃料プールの温度上昇観測	-	燃料プール代替注水系 (常設スプレイヘッド)又は可搬 型スプレイヘッド(340分)【時間短縮の 補償措置含む】 換気熱除去系(最大熱負荷)	燃料プール代替注水系には常設スプレイヘッドを使用する場合の2つの系統構成があり、またそれぞれ注水機能とスプレイ機能を有する。これらの要求を一括してLCOを設定する。	×	○	○	○	○	-	LCO対象範囲は、SFPの除去に必要な要員確保等発生時の時間余裕を確認するため、使用済燃料プールの水温が65℃(保安規定第55条の運転上の制限)に到達するまでの時間を許容する。フルトライン系のγ設備が設定できないため、電源をγ設備として設定す。	【γ設備】 SFPの除去に必要な要員確保等発生時の時間余裕を確認するため、使用済燃料プールの水温が65℃(保安規定第55条の運転上の制限)に到達するまでの時間を許容する。フルトライン系のγ設備が設定できないため、電源をγ設備として設定す。
66-9-3		使用済燃料プール監視 設備	使用済燃料プールの監視	SFP監視カメラ起動 (20分) 【解析対象外】	1.11 使用済燃料プールの監視	-	使用済燃料プール温度、水位監視	代替パラメータ	-	原子炉が空に示す状態となつた場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつフルゲートが閉の場合又は(2)原子炉内から全燃料が抽出され、かつフルゲートが閉の場合	×	○	○	○	○	-	LCO対象範囲は、各計装設備とする。	プラント停止を要求しない(基本方針)

表No.	分類1	分類2 (系統)	分類3 (技術的能力 対応手続)	手続完了時間 技術的能力〔 〕 有効性評価※〔 〕 ※事象発生からの時間	主な用途(手続概要)	B設備 LCO遷移したSA設備と 同等の機能を有する	γ設備 LCO遷移時のAOT判断 (2N以外…3日、2N…10日) (二重下線は機能喪失想定DB設備 以外)	C(代替手段) LCO遷移時のAOT判断 (30日)	D(自主対策設備 or 代替品) LCO遷移時のAOT判断 (2N以外…10日、2N…30日)	適用される原子炉の状態							DB SA 統合	LCOの設定	備考
										DB 適用	運転	起動	高温 停止	低温 停止	燃料 交換	条件 (※)			
66-10-1	拡散抑制	大気への放射性物質の 拡散抑制	大気への放射性物質の拡散抑制 【解析対象外】	130分	使用済燃料プール内の燃料体等の 著しい損傷に至った場合に、放水設 備により、大気への放射性物質の拡 散抑制を行う。	—	使用済燃料プール温度、水位監視	—	代替品(大容量送水車等)	×	○	○	○	○	○	—	使用済燃料プールに閉 封された燃料体を貯蔵 している期間	1.11.1.12より保安規定第66条にLCOを設 定する。LCO対応設備は、大容量送水車 (原子炉建屋放水設備)、放水船、池 原液輸送車、池原液混合装置並びに流 動(ホース)とする。6号炉及び7号炉の共 用の可搬型設備であるが、分散配置は 要求されていない。	大気への放射性物質の拡散抑制及び動 燃燃料火災への消火は、共通する SA設備があり要求される措置も同様 考慮で設定であることから、1つの条文に まとめて整理する。
			大気への放射性物質の拡散抑制 【解析対象外】	130分	炉心の著しい損傷、原子炉格納容器 の破損又は使用済燃料プール内の 燃料体等の著しい損傷に至った場合 に、放水設備により、大気への放射 性物質の拡散抑制を行う。	—	使用済燃料プール温度、水位監視	—	代替品(大容量送水車等)	×	○	○	○	○	○	—	—		
			航空機燃料火災への消 滅	130分 【解析対象外】	原子炉建屋屋頂において航空機燃 料火災が発生した場合に、消滅火を 行う。	—	使用済燃料プール温度、水位監視	—	代替品(池原液輸送車等)	×	○	○	○	○	○	○	—		
66-10-2		海洋への放射性物質の 拡散抑制	海洋への放射性物質の拡散抑制 【解析対象外】	180分 汚濁防止施設等(24時間) 【解析対象外】	炉心の著しい損傷、原子炉格納容 器の破損又は使用済燃料プール内の 燃料体等の著しい損傷に至った場合 に、海洋への放射性物質の拡散抑 制を行う。	—	使用済燃料プール温度、水位監視	—	代替品(放射性物質吸着材等)	×	○	○	○	○	○	—	—	6号炉及び7号炉の共用の可搬型設備 であるが、分散配置は要求されてい ない。	
66-11-1		重大事故等収束のため の水源	復水貯蔵槽 保有水	12時間 【過圧・過温破壊(代 替循環使用)】	重大事故等のための保有水の管理	—	サプレッション・チェンバ・プール水位 (水位確認)	淡水貯水池からの補給(235分) 海水からの補給(325分) 【時間短縮の補完措置含む】	—	—	○	○	○	○	×	原子炉が次に停止状態と なった場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオー バーフロー水位付近で、か つプールゲートが閉の場 合又は(2)原子炉内から 金属屑が取出され、かつ プールゲートが閉の場合	—	復水貯蔵槽は、保安規定第40条とは異 なれる原子炉の状態、保有水の管理 値等が異なるため、第66条にLCOを設 定する。 サプレッション・チェンバはDB兼SA設 備である。SAの注水系統の水源としては、 代替循環冷却系として使用するため運転 ～高温停止時まで要求される。このた め、保安規定第40条(サプレッションプ ールの水位)の適用される原子炉の状態 (運転～高温停止)と同等であること から、保安規定46条において整理する。	
			サプレッション・チェンバ・ プール 保有水	—	重大事故等のための保有水の管理	DB条文中整理	DB条文中整理	DB条文中整理	DB条文中整理	○	○	○	○	○	○	—	—		
66-11-2		CSPへの移送設備	防火水槽を水源とした補給	145分 【解析対象外】	防火水槽を水源とした可搬型代替注 水ポンプ(A-2 級)による復水貯蔵槽 への補給	—	復水貯蔵槽(水位確認)	—	代替品(ホース)	×	○	○	○	○	×	原子炉が次に停止状態と なった場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオー バーフロー水位付近で、か つプールゲートが閉の場 合又は(2)原子炉内から 金属屑が取出され、かつ プールゲートが閉の場合	—	水の移送設備としては、復水貯蔵槽への 移送設備と、海水移送設備があり、それ ぞれ条文中に分けてLCO設定する。	
			淡水貯水池を水源とした補 給	340分 【約12時間後(大LOCA)】	淡水貯水池を水源とした可搬型代替注 水ポンプ(A-2 級)による復水貯蔵 槽への補給	—	復水貯蔵槽(水位確認)	—	代替品(ホース)	×	○	○	○	○	×	—	—	原子炉が次に停止状態と なった場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオー バーフロー水位付近で、か つプールゲートが閉の場 合又は(2)原子炉内から 金属屑が取出され、かつ プールゲートが閉の場合	【γ設備】 高温停止又は燃料交換については、5.5 m以上となるように補給する又は5.5m以 上であることを確認する。
66-11-3	水源	海水移送設備	海を水源とした補給	325分 【解析対象外】	海を水源とした大容量送水車(海水 取水用)及び可搬型代替注水ポン プ(A-2 級)による復水貯蔵槽への補給	—	復水貯蔵槽 サプレッション・チェンバ・プール (水位確認)	—	淡水貯水池からの移送(淡水貯水池 から復水貯蔵槽への補給(235分)) 代替品(大容量送水車等)	×	○	○	○	○	○	—	—	水の移送設備としては、復水貯蔵槽への 移送と、海水からの移送があり、それ ぞれ条文中に分けてLCO設定する。 【γ設備】 高温停止又は燃料交換の復水貯蔵槽に ついては5.5m以上となるように補給する 又は5.5m以上であることを確認する。	
			海を水源とした送水	315分 【解析対象外】	海を水源とした大容量送水車(海水 取水用)及び可搬型代替注水ポン プ(A-1 級又はA-2 級)による送水	—	復水貯蔵槽 サプレッション・チェンバ・プール (水位確認)	—	淡水貯水池からの移送(淡水貯水池 からの移送(225分)) 代替品(大容量送水車等)	×	○	○	○	○	○	—	—		
			大容量送水車(海水取水 用)による防火水槽への海 水補給	300分 【解析対象外】	淡水貯水池から防火水槽への補給 が不可能となるおそれがある場合 に、大容量送水車(海水取水用)によ り海水を防火水槽へ補給する	—	復水貯蔵槽 サプレッション・チェンバ・プール (水位確認)	—	淡水貯水池からの移送(淡水貯水池 から復水貯蔵槽への補給(235分)) 淡水貯水池からの移送(淡水貯水池 からの移送(225分)) 代替品(大容量送水車等)	×	○	○	○	○	○	—	—		
			防火水槽へ補給する水源 の切替え	— 【解析対象外】	防火水槽へ淡水の供給が継続でき ない場合、水源を海水に切り替え る。	—	復水貯蔵槽 サプレッション・チェンバ・プール (水位確認)	—	淡水貯水池からの移送 代替品(大容量送水車等)	×	○	○	○	○	○	—	—		
			淡水貯水池から海への切 替え	切替時間(40分) 【解析対象外】	淡水貯水池から淡水の供給を行っ ている場合に、水源を海水に切り替え る場合は、あらかじめ可搬型代替注 水ポンプ(A-2 級)の水源切替準備を 行う。	—	復水貯蔵槽 サプレッション・チェンバ・プール (水位確認)	—	淡水貯水池からの移送 代替品(大容量送水車等)	×	○	○	○	○	○	—	—		

表No.	分類1	分類2 (系統)	分類3 (技術的能力 対応手段)	対応手段	手続完了時間 技術的能力() 有効性評価※-[] ※事象発生からの時間	主な用途(手続概要)	B設備	γ設備	C(代替手段)	D(自主対策設備 or 代替品)	適用される原子炉の状態							DB SA 統合	LCOの設定	備考
											DB 適用	高 圧 止	高 温 止	高 圧 止	高 温 止	燃 料 交 換	燃 料 交 換			
66-19-1	低圧代替注水系(可搬型)			低圧代替注水系(可搬型)による発電用原子炉の冷却【原子炉運転中】	建屋内系統構成(25分) 建屋外準備・送水(330分) RH-R(A)系注水 【4時間】(TRP) RH-R(B)系注水 【20時間後】(大LOCA)	原子炉運転中にRH-R(低圧注水モ-ド)故障した場合、低圧代替注水系(可搬型)により、原子炉へ注水する	—	残置熱除去系(低圧注水モ-ド)	高圧炉心注水系(送やか)	—	—	×	○	○	○	—	—	—	<p>【0設備】 1)1)について、大量の水の漏えい等を想定した場合及びサイフォンによる漏えいの防止については、技術的能力にて消火系による補給は必ず常態で準備しているが、使用済み燃料プール水位低下の初期を期待できることから、0設備での期間の共通部分についてLCO設定となるをやかに確認することとしており、AOT延長には用いていない。</p>	
				低圧代替注水系(可搬型)による残存溶融炉心の冷却	建屋内系統構成(20分) 建屋外準備・送水(330分) 【解析対象外】	低圧代替注水系(可搬型)により、残存溶融炉心を冷却する	—	残置熱除去系(低圧注水モ-ド)	高圧炉心注水系(送やか)	—	—	×	○	○	○	○	※	—		—
				低圧代替注水系(可搬型)による発電用原子炉の冷却【原子炉停止中】	建屋内系統構成(135分) 建屋外準備・送水(330分) 【解析対象外】	原子炉停止中にRH-R(原子炉停止冷却モード)で冷却した場合、低圧代替注水系(可搬型)により、原子炉へ注水する	—	非常用炉心冷却系(自動減圧系を除く)	低圧代替注水系(常設)(12分)	—	—	×	○	○	○	○	※	—		—
				低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水	建屋内系統構成(25分) 建屋外準備・送水(330分) RH-R(B)系注水 【20時間後】(大LOCA)	溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止し、原子炉圧力容器内に残存した溶融炉心を冷却する	—	残置熱除去系(低圧注水モ-ド)	高圧炉心注水系(送やか)	—	—	×	○	○	○	○	—	—		—
	格納容器圧力逃がし装置				格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	ベント開始(40分) ベント要求【約17時間】(TGVU)	RHR故障時に、格納容器圧力逃がし装置により最終ベントシフト(大気)へ熱を輸送する	—	残置熱除去系 (97レシジョン・チェンバ-プール冷却モ-ド) (格納容器スプレィ冷却モ-ド)	耐圧強化ベント系(W/W) (B設備)(55分)	—	—	×	○	○	○	—	—		
					格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	ベント開始(45分) ベント要求【約38時間】(大LOCA)	炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施し、原子炉格納容器内の過圧状態を防止する	—	残置熱除去系 (97レシジョン・チェンバ-プール冷却モ-ド) (格納容器スプレィ冷却モ-ド)	代替循環冷却系(340分)	—	—	×	○	○	○	—	—		
					現場操作(格納容器圧力逃がし装置)	ベント開始(70分) ベント要求【約16時間】(TB)	SBO及びRHR使用不可時に、隔離弁を手動にてベント設備を遠隔操作することで最終ベントシフト(大気)へ熱を輸送する	—	残置熱除去系 (97レシジョン・チェンバ-プール冷却モ-ド) (格納容器スプレィ冷却モ-ド)	耐圧強化ベント系(W/W) (B設備)(55分)	—	—	×	○	○	○	—	—		
					現場操作(格納容器圧力逃がし装置)	ベント開始(75分) 【解析対象外】	SBOによる格納容器圧力逃がし装置の隔離弁動作不能時に、遠隔手動操作による現場操作により原子炉格納容器内の減圧を確保する	—	残置熱除去系 (97レシジョン・チェンバ-プール冷却モ-ド) (格納容器スプレィ冷却モ-ド)	代替循環冷却系(340分)	—	—	×	○	○	○	—	—		
	代替格納容器スプレィ冷却系(可搬型)				代替格納容器スプレィ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内の冷却(炉心損傷前)	建屋内系統構成(25分) 建屋外準備・送水(330分) 【9時間】(TRP)	炉心損傷が発生する前、RH-R(格納容器スプレィ冷却モ-ド)故障時に、代替格納容器スプレィ冷却系(可搬型)により格納容器スプレィする	—	残置熱除去系(格納容器スプレィ冷却モ-ド) (97レシジョン・チェンバ-プール冷却モ-ド)	代替格納容器スプレィ冷却系(常設)(25分)	—	—	×	○	○	○	—	—		
					代替格納容器スプレィ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内の冷却(炉心損傷後)	建屋内系統構成(20分) 建屋外準備・送水(330分) 【解析対象外】	炉心損傷が発生した後、RH-R(格納容器スプレィ冷却モ-ド)故障時に、代替格納容器スプレィ冷却系(可搬型)により格納容器スプレィする	—	残置熱除去系(格納容器スプレィ冷却モ-ド) (97レシジョン・チェンバ-プール冷却モ-ド)	代替格納容器スプレィ冷却系(常設)(25分)	—	—	×	○	○	○	—	—		
	格納容器下部注水系(可搬型)				格納容器下部注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水	建屋内系統構成(35分) 建屋外準備・送水(330分) 【解析対象外】	格納容器下部注水系(可搬型)によるデブリ冷却	—	残置熱除去系(低圧注水モ-ド)	格納容器下部注水系(常設)(35分)	—	—	×	○	○	○	—	—		
					燃料プール代替注水系による常設スプレィヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水	建屋外準備・送水(330分) 【12時間】(想定1.2)	使用済燃料プールへの注水	—	使用済燃料プール温度、水位監視	可搬型スプレィヘッド使用	代替品(可搬型代替注水ポンプ) 消火系による補給(30分)	×	○	○	○	○	—	—		
燃料プール代替注水系(可搬型スプレィヘッド)				燃料プール代替注水系による常設スプレィヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水	建屋外準備・送水(330分) 【解析対象外】	使用済燃料プールへのスプレィ	—	使用済燃料プール温度、水位監視	可搬型スプレィヘッド使用	代替品(可搬型代替注水ポンプA-1級) 消火系による補給(30分)	×	○	○	○	○	—	—			
				燃料プール代替注水系による可搬型スプレィヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水	建屋内系統構成(65分) 建屋外準備・送水(340分) 【解析対象外】	使用済燃料プールへの注水	—	使用済燃料プール温度、水位監視	常設スプレィヘッド使用(330分)	代替品(可搬型代替注水ポンプA-1級) 消火系による補給(30分)	×	○	○	○	○	—	—			
燃料プール代替注水系(可搬型スプレィヘッド)				燃料プール代替注水系による可搬型スプレィヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水	建屋内系統構成(65分) 建屋外準備・送水(340分) 【解析対象外】	使用済燃料プールへのスプレィ	—	使用済燃料プール温度、水位監視	常設スプレィヘッド使用(330分)	代替品(可搬型代替注水ポンプA-1級) 消火系による補給(30分)	×	○	○	○	○	—	—			
				燃料プール代替注水系による可搬型スプレィヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水	建屋外準備・送水(340分) 【約12時間後】(大LOCA)	使用済燃料プールへの注水	—	使用済燃料プール温度、水位監視	常設スプレィヘッド使用(330分)	代替品(可搬型代替注水ポンプ) 消火系による補給(30分)	×	○	○	○	○	※	—	—		
CSPへの移送設備				防火水櫃を水源とした補給【解析対象外】	(145分)	防火水櫃を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による使用済燃料プールへの補給	—	復水貯蔵槽(水位確認)	—	代替品(可搬型代替注水ポンプ)	×	○	○	○	※	—	—			
				淡水貯水池を水源とした補給	(340分) 【約12時間後】(大LOCA)	淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による使用済燃料プールへの補給	—	復水貯蔵槽(水位確認)	—	代替品(可搬型代替注水ポンプ)	×	○	○	○	○	※	—	—		

同等の機能を持つ他の重大事故等対処設備等について

技術的能力審査基準 1.0 から 1.19 への適合性の確認において、重大事故等対処設備と、重大事故等対処設備の機能を一部補完できる設備として自主対策設備が示されており、その内容を整理すると下表となる。

ここで、一つの機能に対して、同等の機能を持つ重大事故等対処設備が複数あるものについては、同等の機能を持つ重大事故等対処設備のいずれかが健全であれば LCO 逸脱とはみなさないこととする。

ただし、設置許可基準規則の設備要求、技術的能力審査基準の手順要求による設備を維持できない場合^{※1}は除く。

なお、重大事故等対処設備の中でも性能、頑健性（耐震等）は満足していても準備時間が満足しないものがあるが、当該設備については災害対策要員の増員や配置変更などの補完措置により準備時間を満足させることができる場合には、当該補完措置を行うことで所要の機能を確保することができる。

また、他の基準への適合性において重大事故等対処設備として整理されているが当該基準に対しては準備時間が不足する等の理由により自主対策設備として整理されている設備については、災害対策要員の増員や配置変更などの補完措置により準備時間等を満足させることができる場合には、当該補完措置を行うことで所要の機能を確保することができ、その他の自主対策設備については、性能が満足しない（低圧時のみ性能を満足する等）もの、頑健性が満足しないもの、準備時間が満足しないものなど様々であるが、**同等の頑健性を有していることの確認および性能・準備時間について補完措置を行うことにより、所要の機能を確保することができるものがある。**

※1：設置許可基準規則の設備要求、技術的能力審査基準の手順要求による設備を維持できない場合

例えば、設置許可基準規則第 5 7 条（電源設備）においては、代替交流電源の供給機能に関して、第 5 7 条解釈「1 a) ii) 常設代替交流電源設備の設置要求」及び「1 d) 複数号機の場合は、号機間の電力融通要求」がある。このため、原子炉設置(変更)許可申請書（技術的能力）において、代替交流電源の供給機能に対して、重大事故等対処設備（例：ガスタービン発電機、電力融通ケーブル等）を用いた複数の対応手段があり、一つの重大事故等対処設備が機能喪失しても他の重大事故等対処設備により当該機能を確保することは可能な場合でも、維持できない基準要求がある（設置許可基準規則の設備要求のうち、「常設代替交流電源設備の設置要求」又は「号機間の電力融通要求」のいずれかを満足できない）場合は、LCO 逸脱と判断する。

なお、技術的能力審査基準の手順要求による重大事故等対処設備も同様に考える。

表－1

LCO 設定機器	性能	準備時間	要求される機能	代替可能設備	代替性能	頑健性	準備時間	代替使用の可否
第一ガスタービン発電機 (1台/100% (6,7号炉))	約 4,500kVA ・6.9kV (設備台数2台: 6,7号炉共用)	50分	代替電源	【自主対策設備】 第二ガスタービン発電機(常設) (1台/100% (6,7号炉))	約 4,500kVA・ 6.9kV	荒浜側常設代替交流電源設備設置場所に配備 ※電路である洞道の支持地盤に地滑り面有り	約1時間 20分	第一ガスタービン発電機と同等の性能を有しており、緊急用M/C経路で非常用高圧母線を受電し、6号及び7号炉への必要な電力供給が可能。 ただし、頑健性がないため、AOT延長には採用しない。
				【重大事故等対処設備】 号炉間電力融通ケーブル(常設) (1式/100%)	約 2,980kVA・ 6.9kV	頑健性のあるコントロール建屋内に配備	約1時間 55分	健全号炉の非常用ディーゼル発電機等から号炉間電力融通ケーブル経由で、当該号炉の非常用高圧母線を受電し、当該号炉への必要な電力供給が可能。 (融通元の号炉が新規規制基準に対応している場合は、重大事故等対処設備としてAOT延長に活用することができる。)
				【重大事故等対処設備】 号炉間電力融通ケーブル(可搬型) (1式/100%)	約 2,980kVA・ 6.9kV	頑健性のある屋外(荒浜側緊急用M/C近傍)に配備	約4時間 5分	健全号炉の非常用ディーゼル発電機等から号炉間電力融通ケーブル経由で、当該号炉の非常用高圧母線を受電し、当該号炉への必要な電力供給が可能。 (融通元の号炉が新規規制基準に対応している場合は、重大事故等対処設備としてAOT延長に活用することができる。)
				【重大事故等対処設備および自主対策設備】 電源車(可搬型) (2台/100%)	約500kVA ×2台・ 6.9kV	頑健性のある高台保管場所(荒浜側/大湊側)に配備	約5時間 40分	2台/号炉の電源車により、P/C C系動力変圧器の一次側または緊急用電源切替箱接続装置等経由で非常用高圧母線を受電し、当該号炉への必要な電力供給が可能。

表-2

重大事故等対処設備に対する「同等機能を持つ他の重大事故等対処設備
 (補完措置含む)」「同等の機能を持つ自主対策設備 (補完措置含む)」の整理表

(代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) の例)

重大事故等対処設備：代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) (復水移送ポンプ 2 台/N)				
上記設備に期待する機能	上記設備以外の対応手段		自主対策設備の理由	AOT を延長する場合の補完措置
	重大事故等対処設備	自主対策設備		
第 49 条/第 64 条 (原子炉格納容器内の冷却等のための設備) 炉心損傷前のフロントライン系故障時の原子炉格納容器内へのスプレイ	代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) (可搬型代替注水ポンプ (A-2 級))			(容量等が不足することから採用しない)
		消火系 (ディーゼル駆動消火ポンプ)	耐震性は確保されていないが、復水移送ポンプと同等の機能 (流量) を有していることから、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していなければ、代替手段として有効	(頑健性がないため採用しない)
第 49 条/第 64 条 (原子炉格納容器内の冷却等のための設備) 炉心損傷前のサポート系故障時の原子炉格納容器内へのスプレイ	代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) (可搬型代替注水ポンプ (A-2 級))			(容量等が不足することから採用しない)
		消火系 (ディーゼル駆動消火ポンプ)	耐震性は確保されていないが、復水移送ポンプと同等の機能 (流量) を有していることから、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していなければ、代替手段として有効	(頑健性がないため採用しない)

(続き)

重大事故等対処設備：代替格納容器スプレイ冷却系（常設）（復水移送ポンプ2台/N）				
上記設備に期待する機能	上記設備以外の対応手段		自主対策設備の理由	AOTを延長する場合の補完措置
	重大事故等対処設備	自主対策設備		
第49条/第64条（原子炉格納容器内の冷却等のための設備） 炉心損傷後のフロントライン系故障時の原子炉格納容器内へのスプレイ	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型） （可搬型代替注水ポンプ（A-2級））			（容量等が不足することから採用しない）
		消火系（ディーゼル駆動消火ポンプ）	耐震性は確保されていないが、復水移送ポンプと同等の機能（流量）を有していることから、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していなければ、代替手段として有効	（頑健性がないため採用しない）
第49条/第64条（原子炉格納容器内の冷却等のための設備） 炉心損傷後のフロントライン系故障時の原子炉格納容器内の代替除熱		ドライウェル冷却系（ドライウェル冷却系送風機）	耐震性は確保されておらず、除熱量は小さいが、常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備により原子炉補機冷却系を復旧し、原子炉格納容器内への冷却水通水及びドライウェル冷却系送風機追起動が可能である場合、原子炉格納容器内を除熱する手段として有効である。また、ドライウェル冷却系送風機が停止している場合においても、冷却水の通水を継続することにより、ドライウェル冷却系冷却器のコイル表面で蒸気を凝縮し、原子炉格納容器内の圧力上昇を緩和することが可能である。	（容量等が不足することから採用しない）
第49条/第64条（原子炉格納容器内の冷却等のための設備） 炉心損傷後のサポート系故障時の原子炉格納容器へのスプレイ	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）（可搬型代替注水ポンプ（A-2級））			（容量等が不足することから採用しない）
		消火系（ディーゼル駆動消火ポンプ）	耐震性は確保されていないが、復水移送ポンプと同等の機能（流量）を有していることから、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していなければ、代替手段として有効	（頑健性がないため採用しない）

技術的能力まとめ資料に基づき説明

実働の検証等により説明

(第一ガスタービン発電機の例)

重大事故等対処設備：第一ガスタービン発電機（1台/N（6,7号炉））				
上記設備に期待する機能	上記設備以外の対応手段		自主対策設備の理由	AOTを延長する場合の補完措置
	重大事故等対処設備	自主対策設備		
第57条/第72条（電源設備）非常用電源設備（全交流動力電源喪失時）の常設代替交流電源設備による給電		第二ガスタービン発電機	耐震性は確保されていないが、第一ガスタービン発電機と同等の機能を有することから、第二ガスタービン発電機及び回路の健全性が確認できた場合において、重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段として有効である。	(頑健性がないため採用しない)
	号炉間電力融通ケーブル（常設）			(融通元の号炉が新規規制基準に対応している場合は、重大事故等対処設備としてAOT延長に活用することができる) 【所要時間：約1時間55分】 要員の増置または事前準備（約50分以内で対応可能な状態とする）
	号炉間電力融通ケーブル（可搬型）			(融通元の号炉が新規規制基準に対応している場合は、重大事故等対処設備としてAOT延長に活用することができる) 【所要時間：約4時間5分】 要員の増置または事前準備（約50分以内で対応可能な状態とする）
	電源車（可搬型代替交流電源設備）			(容量等が不足することから採用しない) 6号および7号炉の各号炉とも2台の電源車を確保することで必要な電力供給（積算量）が可能。但し、負荷容量の大きい一部設備への必要な電力供給ができない。

技術的能力まとめ資料に基づき説明

実働の検証等により説明

AOT 延長に活用する設備の妥当性確認

技術的能力審査基準への適合性の確認において各設備は以下の通り整理されている。

この中で取り扱われる重大事故等対処設備と自主対策設備については、LC0 逸脱機器に対して、代替するための所定の性能等を満足する機器が該当する。

技術的能力審査基準への適合性確認における位置付け		当該基準における重大事故等対処設備としての設備要求に対応する設備	他の基準における重大事故等対処設備としての設備要求に対応する設備	準備時間短縮等の補完措置要否	LC0 設定対象設備と同等な機能を発揮し得る設備（重大事故等対処設備または自主対策設備）を確保している場合
重大事故等対処設備	①	○ (基準維持可※1)	—	不要	本設備が動作可能である場合は LC0 逸脱とはみなさない。
	②	○ (基準維持不可※2)	—	不要	本設備は、動作可能であることの確認のみで AOT 延長に活用できる。
	③	○	—	必要	本設備は、動作可能であることの確認に加え、準備時間短縮等の補完措置を実施することで AOT 延長に活用できる。
自主対策設備	④	×	○	必要	本設備は、動作可能であることの確認に加え、準備時間短縮等の補完措置を実施することで AOT 延長に活用できる。
	⑤	×	×	必要	本設備は、動作可能であることの確認に加え、準備時間短縮等の補完措置の実施または「低圧時」などの条件付で AOT 延長に活用できる。

※1：設置許可基準規則の設備要求、技術的能力審査基準の手順要求による設備を維持できる場合。

※2：設置許可基準規則の設備要求、技術的能力審査基準の手順要求による設備を維持できない場合。（例：可搬型設備の故障）

①～④の各設備について AOT 延長のために活用する場合には、「準備時間短縮等の補完措置」等を含めた妥当性確認（LC0 設定対象設備と同等な機能を有しているかの確認）をする必要があるが、この確認は保安規定個別条文の審査において説明する。

また、上記③については他の基準において重大事故等対処設備としている設備であることから、LC0 設定対象設備と同等な性能を有しているものは、準備時間短縮等の補完措置を行うことで②と同様の扱いで「同等な機能を有する重大事故等対処設備」として AOT 延長に活用する。

①～④の各設備について AOT 延長のために活用する場合の説明内容

技術的能力審査基準への適合性確認における位置付け	当該基準における重大事故等対処設備としての設備要求に対応する設備	他の基準における重大事故等対処設備としての設備要求に対応する設備	準備時間短縮等の補完措置要否	LC0 設定対象設備と同等な機能を発揮し得る設備（重大事故等対処設備または自主対策設備）を確保	
重大事故等対処設備	①	○	—	不要	○
		<ul style="list-style-type: none"> ➤ ①を AOT 延長に活用した場合に他の基準による要求に影響を与えないことの説明。 [例] (②③も同様) <ul style="list-style-type: none"> ・ 予備機を活用 ・ 他の基準による要求と当該基準による要求の時期が異なる ・ 他の基準による要求と当該基準による要求を同時に対応可能 ➤ LC0 設定対象設備と同等な性能を有することの説明。 [例] LC0 設定対象設備に要求される各基準に対して、当該設備が重大事故等対処設備として整理されていることを説明する。(必要に応じて、工認資料等により LC0 設定対象設備と当該設備の性能を説明する。)(②も同様) ➤ 準備時間短縮等の補完措置が必要ないことの説明。 [例] 訓練実績等により補完措置が必要ないことを説明する。 			
	○	—	必要	準備時間短縮等の補完措置を要する	
	②	<ul style="list-style-type: none"> ➤ ②を AOT 延長に活用した場合に他の基準による要求に影響を与えないことの説明。(①同様) ➤ LC0 設定対象設備と同等な性能を有することの説明。(①同様) ➤ 準備時間短縮等の補完措置（「配置変更要否」、「設備接続要否」、「要員追加要否」等）の妥当性の説明。 [例] 準備時間に係る措置の説明は訓練実績等により説明する。(③も同様) 			

技術的能力審査基準への適合性確認における位置付け	当該基準における重大事故等対処設備としての設備要求に対応する設備	他の基準における重大事故等対処設備としての設備要求に対応する設備	準備時間短縮等の補完措置要否	LCO 設定対象設備と同等な機能を発揮し得る設備（重大事故等対処設備または自主対策設備）を確保	
自主対策設備	③	×	○	必要	準備時間短縮等の補完措置を要する
		<ul style="list-style-type: none"> ➤ ③を AOT 延長に活用した場合に他の基準による要求に影響を与えないことの説明。(①同様) ➤ LCO 設定対象設備と同等な性能を有することの説明。 [例] 他の基準において重大事故等対処設備として整理されていることを説明する。 (必要に応じて、工認資料等により LCO 設定対象設備に要求される各基準に対して当該設備が必要な性能を有することを説明する。) ➤ 準備時間短縮等の補完措置（「配置変更要否」、「設備接続要否」、「要員追加要否」等）の妥当性の説明。(②同様) 			
	④	×	×	必要	準備時間短縮等の補完措置を要するか、「低圧時」などの条件付
		<ul style="list-style-type: none"> ➤ LCO 設定対象設備と同等な性能を有することの説明。(同等の頑健性を有していることの確認を含む) [例] ポンプ揚程・容量、耐震、耐津波、離隔等について、各事業者の品質マネジメントシステム計画に基づく品質記録（工場試験成績書[Q/H カーフ]、現地据付試験記録等）、配置図等により説明する。 ➤ 準備時間短縮等の補完措置（「配置変更要否」、「設備接続要否」、「要員追加要否」、「原子炉の状態限定要否」等）の妥当性の説明。 [例] 準備時間に係る措置の説明は②同様。適用する状態を限定する場合は、限定した状態にて必要な性能を有することを説明する。 			

重大事故等対処設備のうち計装設備の保安規定への規定について

1. 従来の保安規定における事故時監視計装に関する規定

事故時計装は、原子炉設置（変更）許可申請書で確認された下記の事項について、運転段階においても継続して必要な機能が確保されることを担保するために、保安規定において LCO 等を定めている。

原子炉設置（変更）許可申請書 添付書類八の記載概要
（例：柏崎刈羽原子力発電所 6、7号炉）

6. 計測制御系統施設

6.3 原子炉プラント・プロセス計装

6.3.4 主要設備

安全保護系以外のプロセス計装

（中略）

6.3.6 評価

(1)原子炉プラント・プロセス計装は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、炉心、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ並びにそれらに関連する系統の健全性を確保するために必要なパラメータを予想変動範囲内で監視することができる系統としている。

(2)原子炉プラント・プロセス計装は、設計基準事故時において、事故の状態を知り対策を講じるのに必要なパラメータを監視することができる設計としている。

2. 新規制基準施行を踏まえた事故時の計装に関する保安規定への規定

新規制基準の施行により、重大事故等発生時において対応手順の判断基準に使用される計装設備のうち重大事故等対処設備に位置付けられる設備については、「保安規定変更に係る基本方針」に記載する下記事項により、保安規定への LCO 等の設定が必要である。

LCO 等を設定する設備の範囲について

重大事故等対処設備については、有効性評価、技術的能力及び設備基準適合性で、重大事故等対処設備と確認された全設備が LCO 等設定の対象となる。

(1) 主要パラメータ及び補助パラメータ

新規制基準適合性審査において、柏崎刈羽原子力発電所（例示）における技術的能力に係る審査資料のうち、1.15「事故時の計装に関する手順等」によれば、事故時に監視する必要があるパラメータについて以下のとおり整理されている。

(a) 主要パラメータ

当該重大事故等の炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態を直接監視するパラメータを「主要パラメータ」という。

また、計器の故障、計器の計測範囲（把握能力）の超過及び計器電源喪失により、主要パラメータを計測することが困難となった場合において、主要パラメータの推定に必要なパラメータを「代替パラメータ」という。

主要パラメータは以下のとおり分類する。

①重要監視パラメータ

主要パラメータのうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。

代替パラメータは以下のとおり分類する。

②重要代替監視パラメータ

主要パラメータの代替パラメータを計測する計器が重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。なお、主要パラメータ及び代替パラメータのうち、自主対策設備の計器のみで計測される場合は、有効監視パラメータとする。

以上より、事故時に監視する必要がある主要パラメータ、代替パラメータのうち、重大事故等対処設備に位置付けられているパラメータは「重要監視パラメータ」及び「重要代替監視パラメータ」とされ、それぞれ以下の計器により計測される。

保安規定には、これらの計器について LCO 等を規定し運用を管理する。

- ・重要監視パラメータ
 ：重要計器
- ・重要代替監視パラメータ
 ：重要代替計器

なお、有効監視パラメータについては、自主対策設備として位置付けられていることから、保安規定への規定を要しない。

(b) 補助パラメータ

原子炉施設の状態を直接監視することはできないが、電源設備の受電状態、重大事故等対処設備の運転状態及びその他の運転状態により原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータを「補助パラメータ」という。補助パラメータのうち、重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータを重大事故等対処設備と位置付け、当該パラメータについて LCO 等を規定し運用を管理する。

(2) 計器の計測範囲を超えた場合のパラメータの推定

重大事故等の対処時に重要監視パラメータが計測範囲を超えた場合は、原子炉施設の状態を把握するため、代替パラメータを計測する計器又は可搬型計測器により必要とするパラメータの値を推定する手段がある。

代替パラメータによる推定に使用する計器のうち、重大事故等対処設備に位置付けられている計器は以下のとおりであり、これらの機器により原子炉施設の状態を把握することができる。そのため、保安規定にはこれらの機器について LCO 等を規定し運用を管理する。

- ・重要代替計器
- ・可搬型計測器

(3) 計測に必要な計器電源の喪失時の対応

監視する計器に供給する電源が喪失し、監視機能が喪失した場合に、代替電源（交流、直流）より給電し、当該パラメータの計器により計測又は監視する手段がある。また、計器電源が喪失した場合に、電源（乾電池）を内蔵した可搬型計測器を用いて計測又は監視する手段がある。

計器に電源を供給する設備のうち、重大事故等対処設備に位置付けられている設備は以下のとおりであり、これらの設備により重要監視パラメータ又は重要代替監視パラメータを把握することができる。そのため、保安規定にはこれらの設備について LCO

等を規定し運用を管理する。

- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・所内蓄電式直流電源設備
- ・可搬型計測器

(4) 重大事故等発生時のパラメータの記録

重大事故等発生時において、原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率等想定される重大事故等時の対応に必要な重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを記録する手段がある。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを記録する設備のうち重大事故等対処設備と位置付けられている設備は以下のとおりであり、保安規定にはこれらの設備について LCO 等を設定し運用を管理する。

- ・データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置，SPDS 表示装置

3. 事故時の計装に関する LCO 等設定の考え方

「保安規定変更に係る基本方針」においては、1 N 要求の重大事故等対処設備が LCO 逸脱となった場合は、残りの系統（重大事故等対処設備）がない状態となることから、AOT は 3 日を基本としている。事故時の計装設備のうち重大事故等対処設備と位置付けられるものについて、上記考え方に従い LCO/AOT 等を設定し保安規定に規定する。

(1) 主要パラメータ及び補助パラメータ

- (a) 主要パラメータ（重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ）の監視
- ・重要計器
 - ・重要代替計器

(考え方) 第 1 - 1 表を参照。

- ①重要計器が動作不能となれば LCO 逸脱と判断する。この場合、同等な重大事故等対処設備である重要代替計器で重要代替パラメータを確認することにより、重要計器の機能を代替することができることから LCO 復帰とすることも可能と考えられるが、重要監視パラメータを確認する場合に比べ、代替措置となる重要代替パラメータにより推定する手順が通常とは異なる手順と考えられるため、LCO 復帰とはせずに、要求される措置を行うこととする。また代替措置が維持されている限り AOT を無期限とすることも可能と考えられるが、運用上、重大事故等対処設備の上限の AOT とした「30 日間」までの AOT 延長として制限を設け、設定する。
- ②重要代替計器が動作不能となった場合においても、重要計器が動作可能であれば重大事故等時の対応は可能であるが、「技術的能力審査基準の手順要求による設備が維持できない場合」に該当することから LCO 逸脱と判断する。また重要計器が動作可能であれば AOT を無期限とすることも可能と考えられるが、運用上、重大事故等対処設備の上限の AOT とした「30 日間」までの AOT 延長として制限を設け、設定する。
- ③重要計器及び重要代替計器とも動作不能となれば、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを監視する機能が全喪失となることから、AOT を 3 日とし、AOT 内に復旧できなければプラント停止等の措置を実施する。

(b) 補助パラメータの監視

- ・補助パラメータ

(考え方) 第 1 - 2 表を参照

- ①重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータが監視不能になれば、LCO 逸脱と判断する。監視不能の場合、代替措置を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施するとともに、当該計器が故障状態であることが運転員に明確に分かるような措置を速やかに講じる。また代替措置によ

り監視可能であれば AOT を無期限とすることも可能と考えられるが、運用上、重大事故等対処設備の上限の AOT とした「30 日間」までの AOT 延長として制限を設け、設定する。

(2) 計器の測定範囲を超えた場合のパラメータの推定

- ・重要代替計器
- ・可搬型計測器

(考え方) 第2表を参照。

①計器の測定範囲を超える場合のあるパラメータにおいては、重要代替計器が動作不能となった場合であっても、対応は可能な運用（例：原子炉压力容器温度の場合、計測範囲を超えた場合は炉心損傷状態と推定）としているが、重要代替計器は重大事故等対処設備として位置付けられていることから LCO 逸脱と判断する。また対応可能なため AOT を無期限とすることも可能と考えられるが、運用上、重大事故等対処設備の上限の AOT とした「30 日間」までの AOT 延長として制限を設け、設定する。

②可搬型計測器は、柏崎刈羽原子力発電所においては、例えばドライウエル雰囲気温度が重要計器及び重要代替計器の計測範囲（0～300℃）を超えた場合に温度検出器（内部温度素子）の耐熱温度（350℃程度）までの間を計測するために使用することができ、重大事故等対処設備と位置付けられていることから LCO 逸脱と判断する。ただし可搬型計測器は重要計器及びその代替である重要代替計器が故障した場合のさらに代替として可能な限り計測するための設備と考えられることから、AOT は運用上、重大事故等対処設備の上限である「30 日間」を設定する。

(3) 計測に必要な計器電源の喪失時の対応

- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・所内蓄電式直流電源設備
- ・可搬型計測器

(考え方) 第3表を参照。

①計測に必要な計器電源喪失時に必要となる上記設備のうちに常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内蓄電式直流電源設備、（以下、「常設代替交流電源設備等」という。）について、いずれかが動作不能となれば当該設備について LCO 逸脱と判断する。（電源に関する他条文で LCO 等が設定されることから、当該条文に従い必要な措置を実施する。）なお、可搬型計測器は、柏崎刈羽原子力発電所においては重大事故等対処設備と位置付けられていることから、動作不能時は LCO 逸脱と判断する。

②常設代替交流電源設備等について LCO 逸脱と判断した場合、代替措置として同等な重大事故等対処設備である他の計測に必要な計器電源喪失時に必要となる設備により、重要計器へ代替電源を供給または重要計器の機能を代替することができることから LCO 復帰とすることも可能と考えられるが、重要監視パラメータを確認する場合に比べ、代替措置を実施する手順が通常とは異なる手順と考えられるため、LCO 復帰とはせずに、要求される措置を行うこととする。また代替措置が維持されている限り AOT を無期限とすることも可能と考えられるが、運用上、重大事故等対処設備の上限の AOT とした「30 日間」までの AOT 延長として制限を設け、設定する。

可搬型計測器は、代替である常設代替交流電源設備等による電源の供給ができない場合において、さらにその代替として期待される設備であることから、AOT は運用上、重大事故等対処設備の上限である「30 日間」を設定する。

(4) 重大事故等発生時のパラメータの記録

- ・データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置，SPDS 表示装置

(考え方) 第4表を参照。

①重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの記録に必要な設備であることから、データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置，SPDS 表示装置においていずれかが、重要監視パラメータ及び重要代替パラメータの記録不能となった場合、LCO 逸脱とする。

(SPDS に関する LCO 等設定の考え方は、添付-4 別紙1 参照)

②ただし重大事故等発生時の対処においては、災害対策要員の追加などの代替措置（データ採取様式の準備、災害対策要員（データ採取・連絡）の追加、通信機器の追加）を行うことで対応可能であることから、要求される措置としてプラント停止は要しない。

第1-1表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの監視に係る LCO 等設定

重要計器	重要代替計器※ ¹	考え方
動作可能	動作可能	—
動作可能	動作不能	LCO 逸脱とする。 重要計器で重要監視パラメータは確認できるが、「技術的能力審査基準の手順要求による設備が維持できない場合」に該当することから LCO 逸脱と判断する。また運用上、重大事故等対処設備の上限とした AOT 30 日とする。
動作不能	動作可能	LCO 逸脱とする。 重要代替計器で重要代替監視パラメータを確認することにより、事故時操作の判断は可能。 ただし重要監視パラメータで確認する場合に比べ、代替措置となる重要代替監視パラメータにより推定する手順が追加となるため、AOT 30 日とする。
動作不能	動作不能	LCO 逸脱とする。 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを監視するための機能を全て失ったことから、AOT 3 日とする。

※1：当該重要監視パラメータの他チャンネルの重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を含む

第1-2表 補助パラメータの監視に係る LCO 等設定

補助パラメータ計器	代替措置※1	考え方
動作可能	動作可能	—
動作不能	動作可能	LCO 逸脱とする。 代替措置による監視で補助パラメータを確認することにより、重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断は可能であるが、代替措置となる推定する手順が追加となるため、AOT 30 日とする。
動作不能	動作不能	LCO 逸脱とする。 補助パラメータ及び代替措置による監視機能をすべて失ったことから、AOT 3 日とする。

※1：当該補助パラメータ計器監視不能の場合、代替措置を検討し、原子炉主任技術者の確認を得る。

第2表 計器の測定範囲を超えた場合のパラメータの監視に係る LCO 等設定

重要代替計器	可搬型計測器	考え方
動作可能	動作可能	—
動作不能	動作可能	LCO 逸脱とする。 可搬型計測器により計器の測定範囲を超えた場合のパラメータの推定は可能であるが、代替措置となる推定する手順が追加となるため、AOT 30 日とする。
動作可能	動作不能	LCO 逸脱とする。 可搬型計測器は、代替として可能な限り計測する手段と考えられることから、AOT 30 日とする。

第3表 計器電源の喪失時のパラメータの監視に係る LCO 等設定

電源※2	可搬型計測器	考え方
すべて動作可能	動作可能	—
いずれかが動作不能	動作可能	当該設備について LCO 逸脱とする。 (電源設備に係る条文に従い対応する。)
動作可能	動作不能	LCO 逸脱とする。 可搬型計測器は、代替手段のさらなる代替手段と考えられることから、AOT 30 日とする。

※2 常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内蓄電式直流電源設備

第4表 パラメータの記録

(1) データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置，SPDS 表示装置

データ伝送装置	緊急時対策支援システム伝送装置	SPDS 表示装置	考え方
すべて動作可能			—
いずれかが動作不能			重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの記録に必要な設備であることから LCO 逸脱とする。

データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置，SPDS 表示装置に関する LCO 等設定の考え方

技術的能力適合性に係る審査において、重大事故等対処設備に位置付けられているデータ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置，SPDS 表示装置に求められている機能は以下のとおり。

1. 15 事故時の計装に関する手順等

- ・重大事故等が発生し，計測機器（非常用のものを含む。）の事故等により，当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合に，該当パラメータの推定に有効な情報を把握するため，計器の故障（検出器の測定値不良，ケーブルの断線等）時の対応，機器の計測範囲を超えた場合への対応，計器電源の喪失時の対応，計測結果を記録する手順等を整備する。

1. 19 通信連絡に関する手順等

- ・発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手段等
- ・計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する手段等
- ・発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手段等
- ・計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有する手順等

データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置，SPDS 表示装置（以下、「データ伝送装置等」という。）に LCO 等を設定するにあたり、下記の考え方に基づき設定する。

・データ伝送装置等の範囲（添付－4 別紙2 参照）内の設備のいずれかが動作不能（全機能喪失）となり、重大事故等発生時において、原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要な監視パラメータ（重要監視パラメータまたは重要代替監視パラメータ）について上記のデータ伝送装置等に求められる機能を満足できない場合、データ伝送装置等は動作不能と判断し、LCO からの逸脱を宣言する。

なお、例えばデータ伝送装置等を二重化しておくことにより、常用系が故障した場合、自動または手動で待機系へ切替えることによりデータ伝送装置等は継続して必要な機能を果たすことができる。常用系、待機系の切替えに伴い、一時的にデータの伝送が欠落する場合があるが、系の切替えが正常に行われた時のデータ伝送の欠落は、例えばデータ伝送装置等のサーバの系切替えであれば1分程度、伝送経路の切替えであれば数

分程度と見込まれ、緊急時対策所、原子力施設事態即応センター等で行われている災害対策活動（支援活動）を遂行するにあたっては、欠落前後のデータを基に推測するなどの対応により活動を継続することが可能であることから、この間は動作不能とはみなさない。ただし系の切替えに失敗し、データ伝送の欠落が継続する場合は、データ伝送装置等は動作不能と判断する。

・プラントデータ（圧力、温度、水位等）は検出器、計装盤等を経由してデータ伝送装置等へデータが伝送される。検出器、計装盤等から誤ったデータ（例：検出器、計装盤等の異常により発生した測定範囲外のデータ）がデータ伝送装置等へ伝送された場合、または検出器、計装盤等からデータが伝送されない場合、上記のデータ伝送装置等に求められる機能が健全であればデータ伝送装置等は動作可能と考え、LC0 逸脱とはみなさない。

なお、検出器、計装盤等については、別途 LC0 逸脱を判断する。

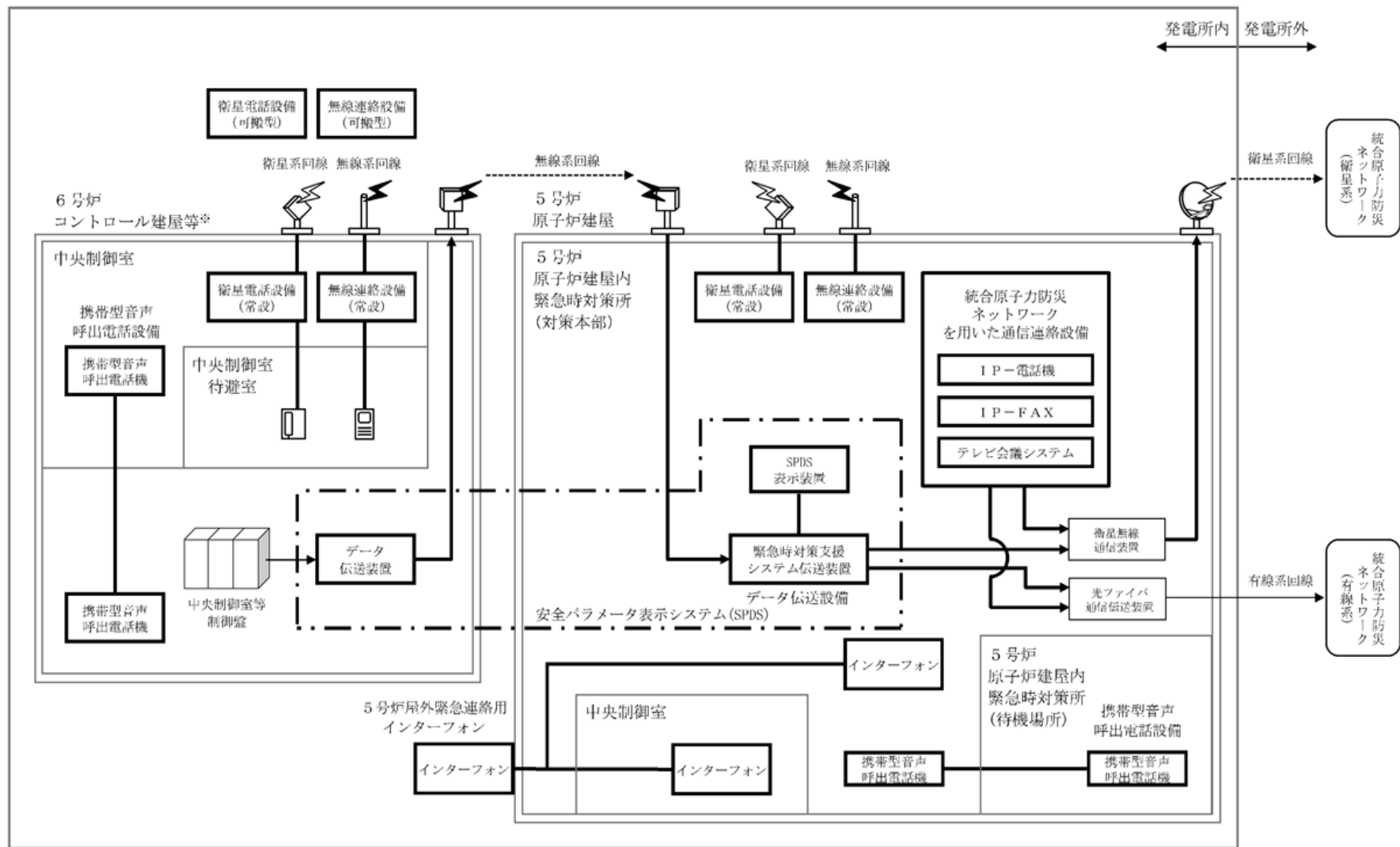
データ伝送装置等が動作不能となり LC0 逸脱と判断した場合、速やかに^{*}復旧する措置を開始することとなる。復旧までに要する期間は、発電所毎に設備が相違すること、ケーブルなど故障部位によっては相当期間を要する場合もあることなど、一概に決められるものではないが、通常考えられる故障に対する復旧作業として、通信用電子部品の交換、ケーブルの応急復旧等に要する期間は、おおむね数日（2～10 日間。ただし多くの場合 2, 3 日間）程度と考えられる。

なお、データ伝送装置等の故障時に、事業者側で伝送停止が判断できない場合は、速やかに規制当局へデータ伝送状態を確認し、LC0 逸脱の判断を行う。

また、規制当局への伝送状態確認の間に、データ伝送装置等からの伝送が復帰した場合は、念のため規制当局へデータ伝送状態を確認し、正常であれば LC0 逸脱とはみなさない。

※：保安規定では、「速やかに」の表現について下記を定義している。

可能な限り短時間で実施するものであるが、一義的に時間を決められないものであり、意図的に遅延させることなく行うことを意味する。なお、要求される措置を実施する場合には、上記の主旨を踏まえた上で、組織的に実施する準備（関係者への連絡、各運転員への指示、手順の準備・確認等を行うこと。）が整い次第、行う活動を意味する。



※: 7号炉も同様

可搬型計測器の保安規定上の扱いについて

「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」（以下、「審査基準」という。）のうち「1.15 事故時の計装に関する手順等」では、下記のとおり規定されている。

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

- 1 「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合においても当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。
 - a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確化すること。（最高計測可能温度等）
 - b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態を推定すること。
 - i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位を推定すること。

（中略）

- d) 直流電源喪失時に、特に重要なパラメータを計測又は監視を行う手順等（テスター又は換算表等）を整備すること。

（以下、省略）

1. 計器の測定範囲を超えた場合のパラメータの推定について

審査基準で規定されている内容は、重大事故が発生し計測機器が故障し、必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータ（計測範囲を超えた場合を含む）を推定するための対応手順を整備しておくことが要求されている。

以上の要求に対し、重要計器の計測範囲を超えた場合、可搬型計測器を用いた計測の他、重要代替監視パラメータ、有効監視パラメータにより原子炉施設（原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位等）を推定する手順等を整備するなどの対応により要求を満足することも考えられる。（計器の計測範囲と検出器の性能（耐熱温度等）に差がない場合は、可搬型計測器による計測もできないことから、他の手段を整備しておく必要がある。）

以上より、重大事故が発生し計測機器が故障し必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、可搬型計測器を使用する場合は重大事故等対処設備として整理する必要があるが、可搬型計測器を使用せず必要なパラメータの推定が可能であれば、可搬型計測器を重大事故等対処設備として整理する必要はない。

2. 計測に必要な計器電源の喪失時の対応について

審査基準で規定されている内容は、重大事故が発生し直流電源が喪失することにより故障（計測機器の機能が喪失）し、必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するための対応手順等を整備しておくことが要求されている。

このため審査基準上は、テスター等可搬型計測器による必要なパラメータの計測手順等の他、直流電源を計測機器に供給できる手順、換算表の使用手順等を整備しておけば、要求を満足していると考えられる。

以 上

LCO にバックアップ（予備機）を含める事例

可搬型重大事故等対処設備のうち、バックアップ（予備機）について重大事故等の対処に必要な機能の担保とする場合は、LCO に含めることとし、事例を以下に示す。

1. 可搬型重大事故等対処設備の予備機も含めた位置的分散により、竜巻発生時における機能維持設計としている事例（東海第二発電所例）

(1) 工認における設計

竜巻に対する屋外の重大事故等対処設備の設計方針として、

- ・ 位置的分散による機能維持
- ・ 悪影響防止のための固縛

により、竜巻発生時においても重大事故等に対処する機能を維持できるよう設計している。

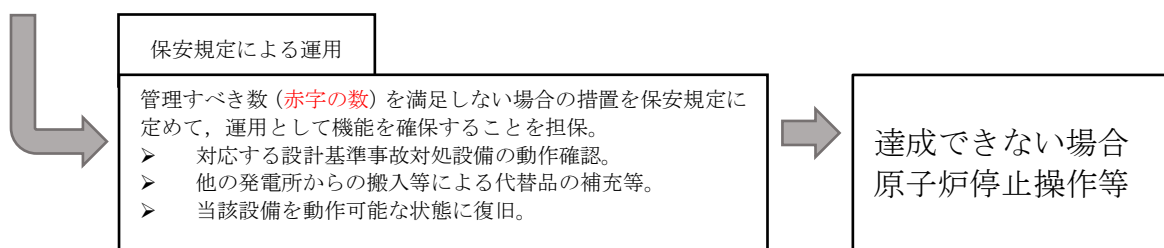
	同じ機能を有する SA 設備がある 屋外 SA 設備	同じ機能を有する SA 設備がない 屋外 SA 設備
位置的分散による機能維持設計	同じ機能を有する SA 設備（DB 設備を兼ねている SA 設備も含む）と 100m 以上の離隔距離を確保した保管場所を定めて保管することにより、竜巻により同じ機能を有する設備が同時に機能を喪失することがない設計とする。	竜巻によって 1 台が損傷したとしても必要数を満足するよう、予備も含めて分散させるとともに、原子炉格納容器、使用済燃料ピット及びこれらの設備が必要となる事象の発生を防止する DB 設備、SA 設備を内包する原子炉建屋並びに海水ポンプ室から 100m 以上の離隔距離を確保した保管場所を定めて保管することにより、竜巻により同じ機能を有する設備が同時に機能を喪失することがない設計とする。
悪影響防止のための固縛設計	悪影響防止のための固縛については、位置的分散とあいまって、固縛装置により浮き上がり又は横滑りによって設計基準事故対処設備（防護対象施設）や同じ機能を有する他の重大事故等対処設備に衝突し、損傷させることのない設計とするとともに、重大事故等発生時の初動対応時間を確保するために、固縛装置の数を可能な限り少なくする設計とする。固縛装置の設計は、風荷重による浮き上がり及び横滑りの荷重並びに保管場所を踏まえて固縛の要否を決定し、固縛が必要な場合は、発生する風荷重に耐える設計とする。 なお、固縛が必要とされた重大事故等対処設備のうち車両型の設備については、耐震設計に影響を与えることがないよう、固縛装置に適切な余長を持たせた設計とする。	

以上を踏まえた、工認における運用設計として、

N要求設備一覧および保安規定による運用

No.	名称	配置数 ※1	必要数	予備	保管場所		予備機 置場	竜巻を考慮した具体的な設計内容
					西側	南側		
1	可搬型代替注水 大型ポンプ (放水用)	2 台	1 台	1 台	1 台	1 台	0 台	予備を含めて2箇所に100m以上隔離して配置することにより、竜巻により機能を損なわないよう設計
2	ホース (放水用) 2,400m : 300A (1組)	2組 +110m	1組	2,510m (2,400m× 1組 +55m ×2組)	1組 +55m	1組 +55m	0組	飛散防止のための固縛をしており、損傷の可能性は低い。 なお、それぞれの保管場所に配備する予備の55mはホース不具合時の取替用であり、竜巻を考慮したものではない。
3	ホース 30m : 250A (1組)	4組 +20m	2組	80m (30m×2組 +5m×4本)	2組 +10m	2組 +10m	0組	飛散防止のための固縛をしており、損傷の可能性は低い。 なお、それぞれの保管場所に配備する予備の10mはホース不具合時の取替用であり、竜巻を考慮したものではない。
4	放水砲	2台	1台	1台	1台	1台	0台	予備も含めて2箇所に100m以上隔離して配置することにより、竜巻により機能を損なわないよう設計
5	タンクローリ	5台	2台	3台	2台	2台	1台	予備も含めて2箇所に100m以上隔離して配置することにより、竜巻により機能を損なわないよう設計
6	汚濁防止膜	48個	24個	24個	24個	24個	0個	予備も含めて2箇所に100m以上隔離して配置することにより、竜巻により機能を損なわないよう設計
7	小型船舶	2艇	1艇	1艇	1艇	1艇	0艇	予備も含めて2箇所に100m以上隔離して配置することにより、竜巻により機能を損なわないよう設計
8	ホイールローダ	5台	2台	3台	2台	2台	1台	予備も含めて2箇所に100m以上隔離して配置することにより、竜巻により機能を損なわないよう設計
9	窒素供給装置	4台	2台	2台	2台	2台	0台	予備も含めて2箇所に100m以上隔離して配置することにより、竜巻により機能を損なわないよう設計
10	窒素供給装置用電源車	2台	1台	1台	1台	1台	0台	予備も含めて2箇所に100m以上隔離して配置することにより、竜巻により機能を損なわないよう設計
11	泡混合器	2個	1個	1個	1個	1個	0個	故意の航空機衝突による燃料火災に対応するための設備であり、竜巻襲来時は不要
12	泡消火薬剤容器 (大型ポンプ用) 1個 : 約1m ³	10個	5個	5個	5個	5個	0個	故意の航空機衝突による燃料火災に対応するための設備であり、竜巻襲来時は不要

※1 : 下線の設備は、予備機も含めて分散して配置し、予備を管理すべき数に含めて運用する。



(2) 保安規定による運用

工認における設計として、可搬型代替注水大型ポンプ、放水砲、タンクローリ等に対して、必要数+予備機を管理すべき数とし、満足しない場合の措置を保安規定に定めて運用として機能を確保することを担保。

- ・ 対応する設計基準事故対処設備の動作確認。
- ・ 他の発電所からの搬入等による代替品の補充等。
- ・ 当該設備を動作可能な状態に復旧。



達成できない場合、原子炉停止操作等

a. 運転上の制限

保安規定変更に係る基本方針に基づき、重大事故等対処設備については、運転上の制限（以下、LCO）を定めて管理すること。また上記の工認における設計を踏まえ、上記の SA 設備については、予備機も所要数とみなし、LCO を設定して管理する。

b. AOT の考え方

保安規定変更に係る基本方針に基づき、SA 設備が故障により機能喪失（動作可能な機能が 1 N 未満）した場合、対応する DB 設備の動作確認を行い、AOT の 3 日間が基本となる。

竜巻防護の設計方針は、位置的分散による機能維持、即ち竜巻によって 1 台が損傷することを前提とし、そのうえでも必要数を満足するよう、予備機も含めて分散して保管し、かつ原子炉建屋、海水ポンプ室から 100m 以上離隔し、竜巻により同じ機能を有する設備が同時に機能を喪失しない設計としている。

よって、AOT については、現状の待機数から、将来の竜巻発生による 1 台の故障を見越し、残る台数により AOT を設定する。

c. 予備機も含めた位置的分散の管理

工認において整理した「同じ機能を有する SA 設備がない屋外 SA 設備」については、予備機も含めて位置的分散の保管管理を行うことについて、保安規定添付 3 「重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準」に規定する。

以上

表 6 6 - 1 0 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備

6 6 - 1 0 - 3 航空機燃料火災への泡消火

(1) 運転上の制限

項目	運転上の制限
航空機燃料火災への泡消火	可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による放水系 1 系統 ^{※1} が動作可能であること

適用される原子炉の状態	設備	所要数
運 転 起 動 高温停止 低温停止 燃料交換	可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）	2 台
	放水砲	2 台
	泡混合器	2 個
	泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）	1 0 個

※ 1 : 1 系統とは、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用） 1 台（予備機 1 台含む）、放水砲 1 台（予備機 1 台含む）、泡混合器 1 個及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用） 5 個（予備機 5 個含む）。

所要数に予備機 1 台を含めて管理することを記載。

(2) 確認事項

項目	頻 度	担 当
1. 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）の吐出圧力が〇〇MPa[gage]以上で、流量が〇〇m ³ /h 以上であることを確認する。	1 年に 1 回	安全・防災グループマネージャー
2. 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）を起動し、動作可能であることを確認する。	3 ヶ月に 1 回	安全・防災グループマネージャー
3. 泡混合器について、所要数が使用可能であることを確認する。	3 ヶ月に 1 回	安全・防災グループマネージャー
4. 泡消火薬剤容器(大型ポンプ用)について、所要数が使用可能であることを確認する。	3 ヶ月に 1 回	安全・防災グループマネージャー

(3) 要求される措置

放水系 1 系統に予備機を含めているため、可搬型代替注水大型ポンプ 2 台中 1 台の故障により、放水系の動作不能と判断する。

適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間
<p>運 転 起 動 高温停止</p>	<p><u>A.放水系が動作不能である場合</u></p>	<p><u>A1.発電長は、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が動作可能であることを確認するとともに、その他の設備^{※2}が動作可能であることを確認する。</u></p> <p>及び</p> <p><u>A2.発電長は、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあること及び水温が 65℃以下であることを確認する。</u></p> <p>及び</p> <p><u>A3.安全・防災グループマネージャーは、代替措置^{※3}を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</u></p> <p>及び</p> <p><u>A4.安全・防災グループマネージャーは、当該システムを動作可能な状態に復旧する。</u></p>	<p><u>速やかに</u></p> <p><u>速やかに</u></p> <p><u>3 日間</u></p> <p><u>10 日間</u></p>
	<p><u>B.条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合</u></p>	<p><u>B1.発電長は、高温停止にする。</u></p> <p>及び</p> <p><u>B2.発電長は、低温停止にする。</u></p>	<p><u>24 時間</u></p> <p><u>36 時間</u></p>
<p><u>低温停止 燃料交換</u></p>	<p><u>A.泡混合器又は泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）が動作不能の場合</u></p>	<p><u>A1.安全・防災グループマネージャーは、当該システムを動作可能な状態に復旧する措置を開始する。</u></p> <p>及び</p> <p><u>A2.発電長は、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあること及び水温が 65℃以下であることを確認する。</u></p> <p>及び</p> <p><u>A3.安全・防災グループマネージャーは、代替措置^{※5}を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。</u></p>	<p><u>速やかに</u></p> <p><u>速やかに</u></p> <p><u>速やかに</u></p>

※2：残りの残留熱除去系 1 系列をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

※3：代替品の補充等をいう。

工認記載事項から保安規定添付3への反映

工認 基本設計方針	工認 添付資料	保安規定
<p>2.3 外部からの衝撃による損傷の防止</p> <p>(b) 竜巻に対する影響評価及び竜巻防護対策 屋外の外部事象防護対象施設は、安全機能を損なわないよう、設計荷重に対して外部事象防護対象施設の構造強度評価を実施し、要求される機能を維持する設計とすることを基本とする。</p> <p>屋内の外部事象防護対象施設については、設計荷重に対して安全機能を損なわないよう、外部事象防護対象施設を内包する施設により防護する設計とすることを基本とし、外気と繋がっている屋内の外部事象防護対象施設及び建屋等による飛来物の防護が期待できない屋内の外部事象防護対象施設は、加わるおそれがある設計荷重に対して外部事象防護対象施設の構造強度評価を実施し、安全機能を損なわないよう、要求される機能を維持する設計とすることを基本とする。</p> <p>外部事象防護対象施設の安全機能を損なうおそれがある場合には、防護措置その他の適切な措置を講じる設計とする。</p> <p>屋外の重大事故等対処設備は、竜巻による風圧力による荷重に対し、外部事象防護対象施設及び同じ機能を有する他の重大事故等対処設備と位置的分散を考慮した保管とすることにより、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮する設計とする。</p>	<p>V-1-1-2-3-4 竜巻防護に関する屋外重大事故等対処設備の設計方針</p> <p>3. 位置的分散による機能維持設計 3.1 位置的分散による機能維持設計方針 位置的分散による機能維持設計においては、「2. 設計の基本方針」に記載した基本方針に基づき、位置的分散を考慮した保管により、機能を損なわない設計とする。</p> <p>(1) 同じ機能を有する重大事故等対処設備が他にある場合 同じ機能を有する重大事故等対処設備が他にある屋外重大事故等対処設備については、同じ機能を有する他の重大事故等対処設備（設計基準事象対処設備を兼ねている重大事故等対処設備も含む。）と100 m以上の離隔距離を確保した保管場所を定めて保管することにより、竜巻により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失することがない設計とする。</p> <p>(2) 同じ機能を有する重大事故等対処設備が他にない設備 同じ機能を有する重大事故等対処設備が他にない屋外重大事故等対処設備については、竜巻によって1台が損傷したとしても必要数を満足できるよう、予備も含めて分散させるとともに、原子炉格納容器、使用済燃料プー及びこれらの設備が必要となる事象の発生を防止する設計基準事象対処設備等、重大事故等対処設備を内包する原子炉建屋及び海水ポンプエリアから100 m以上の離隔距離を確保した保管場所を定めて保管することにより、竜巻により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失することがない設計とする。</p>	<p>保安規定添付3（重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準）</p> <p>(3) 資機材の配備 (ウ) 可搬型重大事故等対処設備の保管場所については、設計基準事象対処設備の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り保管し、屋外の可搬型重大事故等対処設備は複数箇所に分散して保管する。なお、同じ機能を有する重大事故等対処設備が他にない設備については、予備も含めて分散させる。</p>

重大事故等対処設備の LCO を適用する原子炉の状態について

技術的能力審査基準 1.0～1.19（設置許可基準規則第 43 条～第 62 条）において、当該機能を有する重大事故等対処設備の LCO を適用する原子炉の状態については、以下の基本的な考え方にに基づき、下表を参考に設定する。（詳細は次頁に示す。）

【適用する原子炉の状態の基本的な考え方】

- a. 重大事故等対処設備に対する LCO を適用する原子炉の状態については、その機能を代替する設計基準事故対処設備（例：格納容器スプレイ冷却系）が適用される原子炉の状態を基本として設定する。
- ただし、重大事故等対処設備の機能として、上記における設計基準事故対処設備の原子炉の状態の適用範囲外においても要求される場合があることから、当該の重大事故等対処設備の機能を勘案した原子炉の状態の設定が必要となる。
- b. 機能を代替する対象の設計基準事故対処設備が明確ではない重大事故等対処設備（例：放水砲）については、当該設備の機能が要求される重大事故等から判断して、個別に適用する原子炉の状態を設定する。

技術的能力審査基準 (設置許可基準規則)		適用される原子炉の状態 (例)	重大事故等対象設備 (代表例)
1.1 (第 44 条)	緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備	運転及び起動	・ATWS 緩和設備(代替制御棒挿入機能) ・ほう酸水注入系ポンプ
1.2 (第 45 条)	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備	運転、起動及び高温停止 (原子炉圧力が 1.03MPa [gage] 以上)	・高圧代替注水系ポンプ ・原子炉隔離時冷却系ポンプ
1.3 (第 46 条)	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備	運転、起動及び高温停止 (原子炉圧力が 1.03MPa [gage] 以上)	・逃がし安全弁 ・代替自動減圧系
1.4 (第 47 条)	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備	運転、起動、高温停止、低温停止及び燃料交換 ^{*1}	・復水移送ポンプ ・可搬型代替注水ポンプ
1.5 (第 48 条)	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備	運転、起動、高温停止、低温停止及び燃料交換 ^{*2}	・代替原子炉補機冷却系熱交換器ユニット ・耐圧強化ベント ・格納容器圧力逃がし装置
1.6 (第 49 条)	原子炉格納容器内の冷却等のための設備	運転、起動及び高温停止	・復水移送ポンプ ・格納容器スプレイ冷却系
1.7 (第 50 条)	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備	運転、起動及び高温停止	・格納容器圧力逃がし装置 ・代替原子炉補機冷却系熱交換器ユニット
1.8 (第 51 条)	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備	運転、起動及び高温停止	・復水移送ポンプ ・可搬型代替注水ポンプ
1.9 (第 52 条)	水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備	運転、起動及び高温停止	・格納容器圧力逃がし装置 ・格納容器内水素濃度 (SA)
1.10 (第 53 条)	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備	運転、起動、高温停止、低温停止及び燃料交換 ^{*1}	・静的触媒式水素再結合物 ・原子炉建屋水素濃度
1.11 (第 54 条)	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備	使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	・可搬型代替注水ポンプ ・使用済燃料貯蔵プールの監視設備

技術的能力審査基準 (設置許可基準規則)		適用される原子炉の状態 (例)	重大事故等対象設備 (代表例)
1.12 (第 55 条)	工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止 及び燃料交換	・汚濁防止膜 ・放水砲
1.13 (第 56 条)	重大事故等の収束に必要なと なる水の供給設備	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止 及び燃料交換	・可搬型代替注水ポンプ
		運転, 起動, 高温停止, 冷温停止 及び燃料交換 ^{※1}	・復水貯蔵槽
1.14 (第 57 条)	電源設備	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止 及び燃料交換	・常設代替交流電源設備 ・常設代替直流電源設備
1.15 (第 58 条)	計装設備	各計器ごとに要求される原子炉の 状態に従う。	・原子炉圧力容器温度 ・復水補給水系流量(原子炉格納容器)
1.16 (第 59 条)	原子炉制御室	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止 及び燃料交換	・可搬型蓄電池内蔵型照明
		運転, 起動, 高温停止, 炉心変更 時(原子炉建屋内で照射された燃 料に係る作業時を含む。停止余裕 確認後の制御棒の1本の挿入・引 抜を除く) ^{※3}	・非常用ガス処理系
1.17 (第 60 条)	監視測定設備	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止 及び燃料交換	・可搬型モニタリングポスト ・可搬型気象観測装置
1.18 (第 61 条)	緊急時対策所	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止 及び燃料交換	・緊急時対策所可搬型電源設備
		運転, 起動, 高温停止, 炉心変更 時(原子炉建屋内で照射された燃 料に係る作業時を含む。停止余裕 確認後の制御棒の1本の挿入・引 抜を除く) ^{※3}	・緊急時対策所加圧設備
1.19 (第 62 条)	通信連絡を行うために必要 な設備	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止 及び燃料交換	・衛星電話設備(可搬型) ・無線連絡設備(可搬型)
1.0 (第 43 条)	共通事項 (重大事故等対処設備)	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止 及び燃料交換	・ホイールローダ

※1：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。

- (1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合
- (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合

※2：原子炉内から全燃料が取出された場合を除く

※3：複数プラントを有する発電所において、プラント間で共用する設備として LCO 設定される場合は、「運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換」とする。

■ 重大事故等対処設備の LCO が適用される原子炉の状態について(例)

分類 (技術的能力審査基準/ 設置許可基準規則)	適用する 原子炉の状態	適用根拠	喪失を想定する設計基準事故 対処設備 (又は機能)	左記設備 (機能) が 要求される 原子炉の状態
(1) 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備 (1.1/第44条)	運転及び起動	A T W S 緩和設備は、運転時の異常な過渡変化時において、原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉出力を抑制するために必要な設備であることから、運転及び起動の原子炉の状態を適用する。	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉保護系 制御棒駆動系水圧制御ユニット 制御棒 	運転及び起動
(2) 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 (1.2/第45条)	運転、起動及び高温停止 (原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上)	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉を冷却するために必要な設備であることから (例: 高圧代替注水系)、高圧時に当該の設計基準事故対処設備による冷却機能が必要な原子炉の状態を適用する。	<ul style="list-style-type: none"> 高圧炉心注水系 原子炉隔離時冷却系 (全交流動力電源) (常設直流電源) 	運転、起動及び高温停止 (原子炉隔離時冷却系は原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上)
(3) 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 (1.3/第46条)	運転、起動及び高温停止 (原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上)	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備であることから (例: 逃がし安全弁)、(2)と同様の原子炉の状態となる。	<ul style="list-style-type: none"> 自動減圧系 (全交流動力電源) (常設直流電源) 	運転、起動及び高温停止 (原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上)
(4) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 (1.4/第47条)	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換 (原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合、原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合を除く)	原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉を冷却するために必要な設備であることから (例: 可搬型代替注水ポンプ)、当該の設計基準事故対処設備と同様の原子炉の状態となる。但し、保有水量が多く他の設備 (例: 燃料プール代替注水系) による注水対応等が可能である場合や原子炉への注水が不要となる場合は除く。(原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合は「(11) 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」で対応する。)	<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去系 (低圧注水モード) (全交流動力電源) 	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換 (原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合、原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合を除く)
		<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) (全交流動力電源) 	冷温停止及び燃料交換 (原子炉内から全燃料が取出された場合を除く)	

分類 (技術的能力審査基準/ 設置許可基準規則)	適用する 原子炉の状態	適用根拠	喪失を想定する設計基準事故 対処設備 (又は機能)	左記設備 (機能) が 要求される 原子炉の状態
(5) 最終ヒートシンクへ熱を輸送 するための設備 (1.5/第48条)	運転, 起動, 高温 停止, 冷温停止 及び燃料交換 (原子炉内から 全燃料が取出さ れた場合を除く)	<u>設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送 する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子 炉格納容器の破損 (炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるも のに限る。)を防止するため, 最終ヒートシンクへ熱を輸送する ために必要な設備であることから (例: 代替原子炉補機冷却系 熱交換器ユニット), 原子炉内に燃料が存在する原子炉の状態 を適用する。ただし, 格納容器ベントに係る設備については (例: 格納容器圧力逃がし装置), 原子炉格納容器の破損が発生 する可能性のある原子炉の状態に適用する。</u>	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉補機冷却系 ・(全交流動力電源) 	運転, 起動及び高温停止 (冷温停止及び燃料交 換については片系列要 求)
(6) 原子炉格納容器内の冷却等の ための設備 (1.6/第49条)	運転, 起動及び 高温停止	<u>設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が 喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため, 原 子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設 備であり (例: 復水移送ポンプ), 原子炉格納容器の破損が発生 する可能性のある期間の原子炉の状態を適用する必要がある。 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の 破損を防止するため, 原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに 放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備であり (例: 復水移送ポンプ), 原子炉格納容器の破損が発生する可能性の ある原子炉の状態となる。</u>	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器スプレイ冷却 系 ・(全交流動力電源) 	運転, 起動及び高温停止
(7) 原子炉格納容器の過圧破損を 防止するための設備 (1.7/第50条)	運転, 起動及び 高温停止	<u>炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の 破損を防止するため, 原子炉格納容器の圧力及び温度を低下 させるために必要な設備であり (例: 格納容器圧力逃がし装置), 原子炉格納容器の破損が発生する可能性のある期間の原子炉 の状態を適用する必要がある。</u>	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器スプレイ冷却 系 ・(全交流動力電源) 	運転, 起動及び高温停止
(8) 原子炉格納容器下部の熔融炉 心を冷却するための設備 (1.8/第51条)	運転, 起動及び 高温停止	<u>炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の 破損を防止するため, 熔融し, 原子炉格納容器の下部に落下し た炉心を冷却するために必要な原子炉格納容器下部注水設備 であり (例: 復水移送ポンプ), (6)同様, 原子炉格納容器の破 損が発生する可能性のある期間の原子炉の状態を適用する必 要がある。</u>	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器スプレイ冷却 系 ・(全交流動力電源) 	運転, 起動及び高温停止
(9) 水素爆発による原子炉格納容 器の破損を防止するための設備 (1.9/第52条)	運転, 起動及び 高温停止	<u>炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内 における水素爆発による破損を防止する必要がある場合に, 水 素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な 設備であり (例: 格納容器圧力逃がし装置), 原子炉格納容器の 破損が発生する可能性のある期間の原子炉の状態を適用する 必要がある。</u>	—	—

分類 (技術的能力審査基準/ 設置許可基準規則)	適用する 原子炉の状態	適用根拠	喪失を想定する設計基準事故 対処設備 (又は機能)	左記設備 (機能) が 要求される 原子炉の状態
(10) 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備 (1.10/第53条)	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換 (原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合、原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合を除く)	炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合に、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備であることから (例: 静的触媒式水素再結合器), 原子炉及び使用済燃料プール内に燃料を装荷 (貯蔵) している期間において待機が必要な設備である。但し, 保有水量が多く他の設備 (例: 燃料プール代替注水系) による注水対応等が可能である場合は除く。	-	-
(11) 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備 (1.11/第54条)	使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し, 又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において当該プール内の燃料等を冷却し, 放射線を遮断し, 及び臨界を防止するために, <u>使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間において待機が必要な設備である。</u> (例: 可搬型代替注水ポンプ) 使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合においても, プール内の燃料等の著しい損傷の進行を緩和し, 及び臨界を防止するために必要な設備でもあることから, <u>使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間は待機が要求される設備である</u> (例: 使用済燃料貯蔵プールスプレイヘッド)。	・燃料プール冷却浄化系 ・残留熱除去系 (燃料プール冷却モード)	使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間
(12) 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備 (1.12/第55条)	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備であり (例: 放水砲), <u>原子炉格納容器破損に至る可能性のある原子炉の状態において, 及び使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間において待機が必要な設備である。</u>	-	-

分類 (技術的能力審査基準/ 設置許可基準規則)	適用する 原子炉の状態	適用根拠	喪失を想定する設計基準事故 対処設備 (又は機能)	左記設備 (機能) が 要求される 原子炉の状態
(13) 事故時等の収束に必要となる 水の供給設備 (1.13/第56条)	運転, 起動, 高温 停止, 冷温停止 及び燃料交換	重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要となる 十分な量の水を供給するために必要な設備であり (例: 可搬型 代替注水ポンプ), <u>重大事故等が発生する可能性のある原子炉 の状態において, 待機が必要な設備である。</u>	-	-
	運転, 起動, 高温 停止, 冷温停止 及び燃料交換 (原子炉水位が オーバーフロー 水位付近で, かつ プールゲート が開の場合, 原 子炉内から全燃 料が取出され, かつプールゲート が閉の場合を 除く)	重大事故等発生時の高压代替注水系, 低压代替注水系 (常設), 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) 及び格納容器下部注水系 (常設) 並びに重大事故等対処設備 (設計基準拡張) である原 子炉隔離時冷却系及び高压炉心注水系の水源として使用する 設備であり (例: 復水貯蔵槽), 原子炉内に燃料が存在する原 子炉の状態を適用する。但し, 保有水量が多く他の設備 (例: 燃 料プール代替注水系) による注水対応等が可能である場合は除 く。	・サブプレッション・チェンバ プール水	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換 (原子炉水位がオーバ ーフロー水位付近で, かつ プールゲートが開の 場合を除く)
(14) 電源設備 (1.14/第57条)	運転, 起動, 高温 停止, 冷温停止 及び燃料交換	設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故 等が発生した場合において炉心の著しい損傷, 原子炉格納容器 の破損, 使用済燃料プール内の燃料等の著しい損傷及び運転停 止中原子炉内燃料の著しい損傷を防止するための設備であり (例: 常設代替交流電源設備), <u>設計基準事故又は重大事故等発 生時において電源供給が必要な設備に適用される原子炉の状態 となる。</u> 非常用電源設備及び上記電源設備のほか, 設計基準事故対処設 備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合に おいて, 炉心の著しい損傷, 原子炉格納容器の破損, 使用済燃 料プール内燃料等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料 の著しい損傷を防止するために必要な常設直流電源設備 (例: 常設代替直流電源設備) であり, 上記と同様の原子炉の状態 での待機が必要となる。	・非常用ディーゼル発電機 ・蓄電池 ・非常用所内電気設備 ・(軽油タンク, 燃料移送ポン プ)	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換
(15) 計装設備 (1.15/第58条)	各計器ごとの要 求される原子炉 の状態に従う	重大事故等発生時に, <u>計測機器 (非常用のものを含む) の故障 により当該重大事故等に対処するために監視することが必要 なパラメータを計測することが困難となった場合</u> において, 当 該パラメータを推定するために有効な情報を把握できること が必要な設備 (例: 復水補給水系流量) である。	・各計器	・各計器の要求される原 子炉の状態

分類 (技術的能力審査基準/ 設置許可基準規則)	適用する 原子炉の状態	適用根拠	喪失を想定する設計基準事故 対処設備 (又は機能)	左記設備 (機能) が 要求される 原子炉の状態
(16)原子炉制御室 (1.16/第59条)	運転, 起動, 高温 停止, 冷温停止 及び燃料交換	重大事故等が発生した場合においても運転員がとどまるのに必要な設備 (被ばく評価において期待している設備以外) であり, 当該の設計基準事故対処設備と同様の原子炉の状態となる。(例: 可搬型蓄電池内蔵型照明)	-	-
	運転, 起動, 高温 停止, 炉心変更 時 (原子炉建屋 内で照射された 燃料に係る作業 時を含む。停止 余裕確認後の制 御棒の1本の挿 入・引抜を除く) ※	重大事故等が発生した場合においても運転員がとどまるのに必要な設備 (被ばく評価において期待している設備) 及び, 運転員の被ばくを低減させるための設備 (例: 非常用ガス処理系1系列) であり, 当該の設計基準事故対処設備 (例: 中央制御室非常用換気空調系2系列) と同様の原子炉の状態となる。	-	運転, 起動, 高温停止, 炉心変更時 (原子炉建屋 内で照射された燃料に 係る作業時を含む。停止 余裕確認後の制御棒の 1本の挿入・引抜を除く)
(17)監視測定設備 (1.17/第60条)	運転, 起動, 高温 停止, 冷温停止 及び燃料交換	重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺 (周辺海域を含む) において原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し, 及び測定し, 並びにその結果を記録できる設備であることから, <u>重大事故等が発生する可能性のある原子炉の状態において, 待機が必要な設備である。</u> また, 常設モニタリング設備が機能喪失した場合に必要な監視測定設備 (例: 可搬型モニタリングポスト) の原子炉の状態については, 当該の常設設備の原子炉の状態と同様となる。 重大事故等が発生した場合に発電所において風向, 風速その他の気象条件を測定し, 及びその結果を記録することができる設備であり, 上記と同様の原子炉の状態で適用される (例: 可搬型気象観測装置)。	<ul style="list-style-type: none"> ・モニタリングポスト ・放射能観測車 ・気象観測設備 	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換

分類 (技術的能力審査基準/ 設置許可基準規則)	適用する 原子炉の状態	適用根拠	喪失を想定する設計基準事故 対処設備 (又は機能)	左記設備 (機能) が 要求される 原子炉の状態
(18) 緊急時対策所 (1.18/第61条)	運転, 起動, 高温 停止, 冷温停止 及び燃料交換	重大事故等が発生した場合において, 必要な要員がとどまることができるよう適切な措置を講じたもの (長時間の放射性物質放出に対応する設備), 必要な情報を把握できる設備及び発電所内外との連絡を行うために必要な設備を設けたものである (例: 陽圧化空調設備, 緊急時対策所可搬型電源設備)。(16)原子炉制御室と同様, 重大事故等が発生する可能性のある原子炉の状態において, 待機が必要な設備である。	—	—
	運転, 起動, 高温 停止, 炉心変更 時 (原子炉建屋 内で照射された 燃料に係る作業 時を含む。停止 余裕確認後の制 御棒の1本の挿 入・引抜を除く) ※	重大事故等が発生した場合において, 必要な要員がとどまることができるよう適切な措置を講じたもの (短期間の放射性物質放出に対応する設備) である (例: 空気ポンプ)。	—	—
(19) 通信連絡を行うために必要な 設備 (1.19/第62条)	運転, 起動, 高温 停止, 冷温停止 及び燃料交換	重大事故等が発生した場合において原子炉施設内外の連絡を行うために必要な設備であり, 上記同様, 重大事故等が発生する可能性のある原子炉の状態において, 待機が必要な設備である (例: 衛星電話設備 (可搬型))。	<ul style="list-style-type: none"> ・送受信器 (ページング) ・電力保安通信用電話設備 ・テレビ会議システム (社内向) ・専用電話設備 (ホットライン) 	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換
(20) 共通事項 (重大事故等対処設 備) (1.0/第43条)	運転, 起動, 高温 停止, 冷温停止 及び燃料交換	重大事故等が発生し, 低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水, 燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへのスプレイ並びに原子炉建屋への放水等, 発電所に配備している可搬型重大事故等対処設備の用途は多岐に渡る。屋外のアクセスルートを確保するためのホイールローダ等については, これらの可搬型重大事故等対処設備にそれぞれ要求される原子炉の状態において, 待機が必要な設備である。	—	—

※: 複数プラントを有する発電所において, プラント間で共用する設備として LCO 設定される場合は, 「運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換」とする。

参考とする設計基準事故対処設備の AOT 及び要求される措置の例

a. ECCS 機器（ポンプ・ファン）他

- ・非常用炉心冷却系その 1（原子炉の状態：運転，起動及び高温停止）
- ・残留熱除去冷却水系及び残留熱除去冷却海水系（原子炉の状態：運転，起動及び高温停止）
- ・非常用ディーゼル発電設備冷却系（原子炉の状態：運転，起動及び高温停止）

条 件	要求される措置	完了時間
A. 1 系列が動作不能の場合	A 1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。 及び A 2. 他の 1 系列について動作可能であることを確認する。	10 日間 速やかに
B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 高温停止にする。 及び B 2. 低温停止にする。	24 時間 36 時間

b. 事故時監視計装

要 素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	条 件	要求される措置	完了時間
1. 原子炉圧力 2. 原子炉水位（広帯域） 3. 原子炉水位（燃料域） 4. ドライウェル圧力	運転 起動	2	A. 動作不能なチャンネルが 1 つの場合	A 1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	30 日間
			B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 当該計器が動作不能状態であることを明確にするような措置を開始する。	速やかに
			C. 動作不能なチャンネルが 2 つの場合	C 1. 少なくとも 1 つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	10 日間
			D. 条件 C で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D 1. 高温停止にする。	24 時間

c. プラント停止時の要求される措置に多く見られる例

・原子炉停止時冷却系その3

条 件	要求される措置	完了時間	
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A 1. 原子炉水位を維持するための注水手段が確保されていることを確認する。	速やかに その後、毎日1回	
	及び A 2. 原子炉圧力容器への照射された燃料の装荷を中止する。ただし、移動中の燃料は所定の場所に移動する。		速やかに
	及び A 3. 原子炉建屋大物機器搬入口及び原子炉建屋原子炉棟の二重扉の各々において、少なくとも1つの閉鎖状態を確保するための措置を開始する。		速やかに
	及び A 4. 原子炉建屋給排気隔離弁機能を確保するための措置を開始する。		速やかに
	及び A 5. 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とするための措置を開始する。		速やかに

d. プラント停止を伴う場合のAOT

原子炉の状態	AOT
運転 ⇒ 高温停止	24時間
運転 ⇒ 冷温停止	36時間

e. 複数の条文において LCO を設定している例

非常用炉心冷却系（原子炉停止時冷却系）に関して、以下の2つの条文で冷温停止における LCO が設定されている。

（原子炉停止時冷却系その3）

項 目	運転上の制限
原子炉停止時冷却系	(1) 1系列が運転中であること及び原子炉水位がオーバーフロー水位となるまでの期間は、さらに1系列の 原子炉停止時冷却系 が動作可能であること 又は (2) 原子炉停止時冷却系が停止した場合においても、原子炉冷却材温度を65℃以下に保つことができること

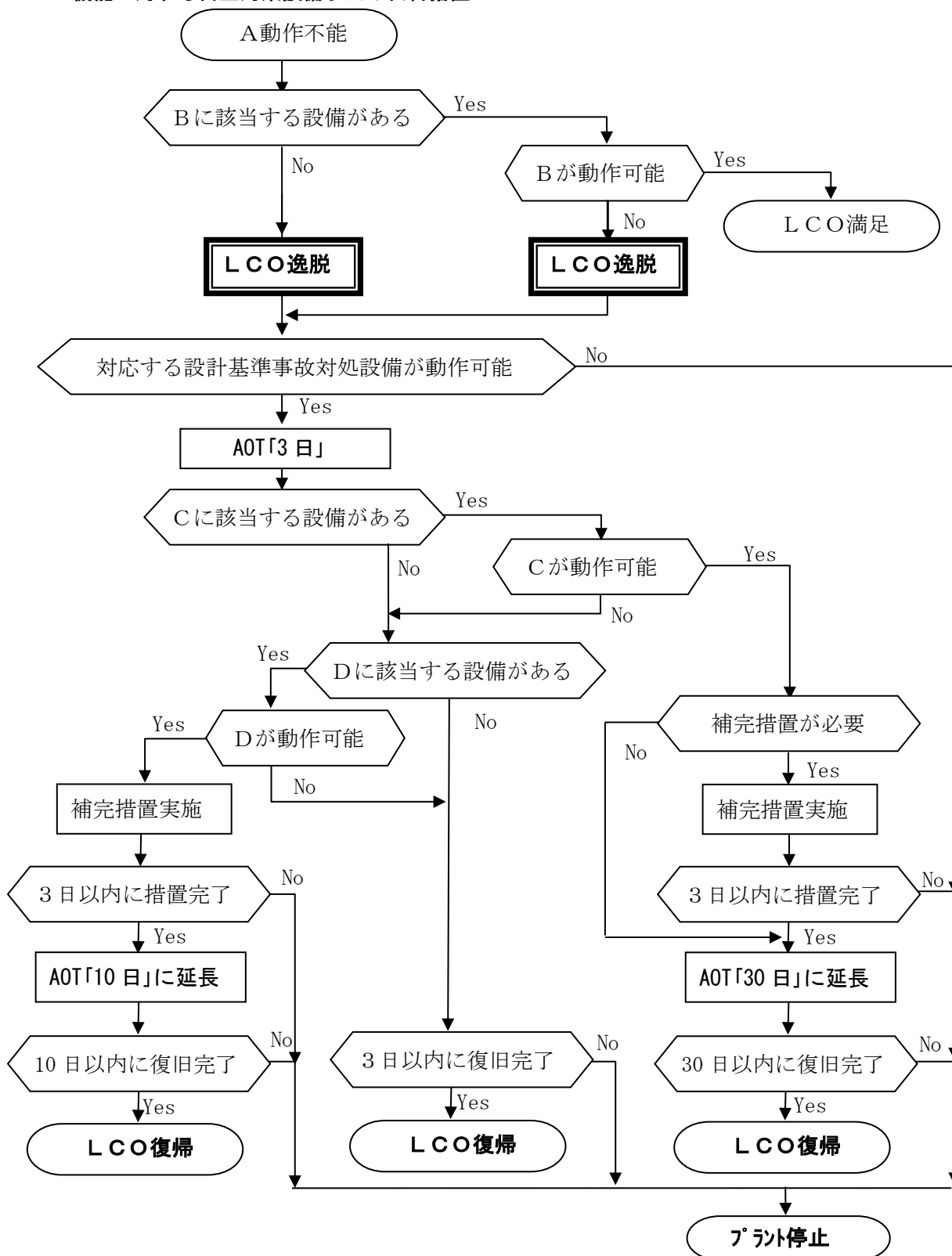
（非常用炉心冷却系その2）

項 目	運転上の制限
非常用炉心冷却系	(1) 非常用炉心冷却系 （自動減圧系を除く。）2系列 又は (2) 非常用炉心冷却系（自動減圧系を除く。）1系列及び復水補給水系1系列 ^{*1}

設計基準事故対処設備のうち ECCS 機器の AOT を参考とする場合の
重大事故等対処設備の基本的な AOT と要求される措置

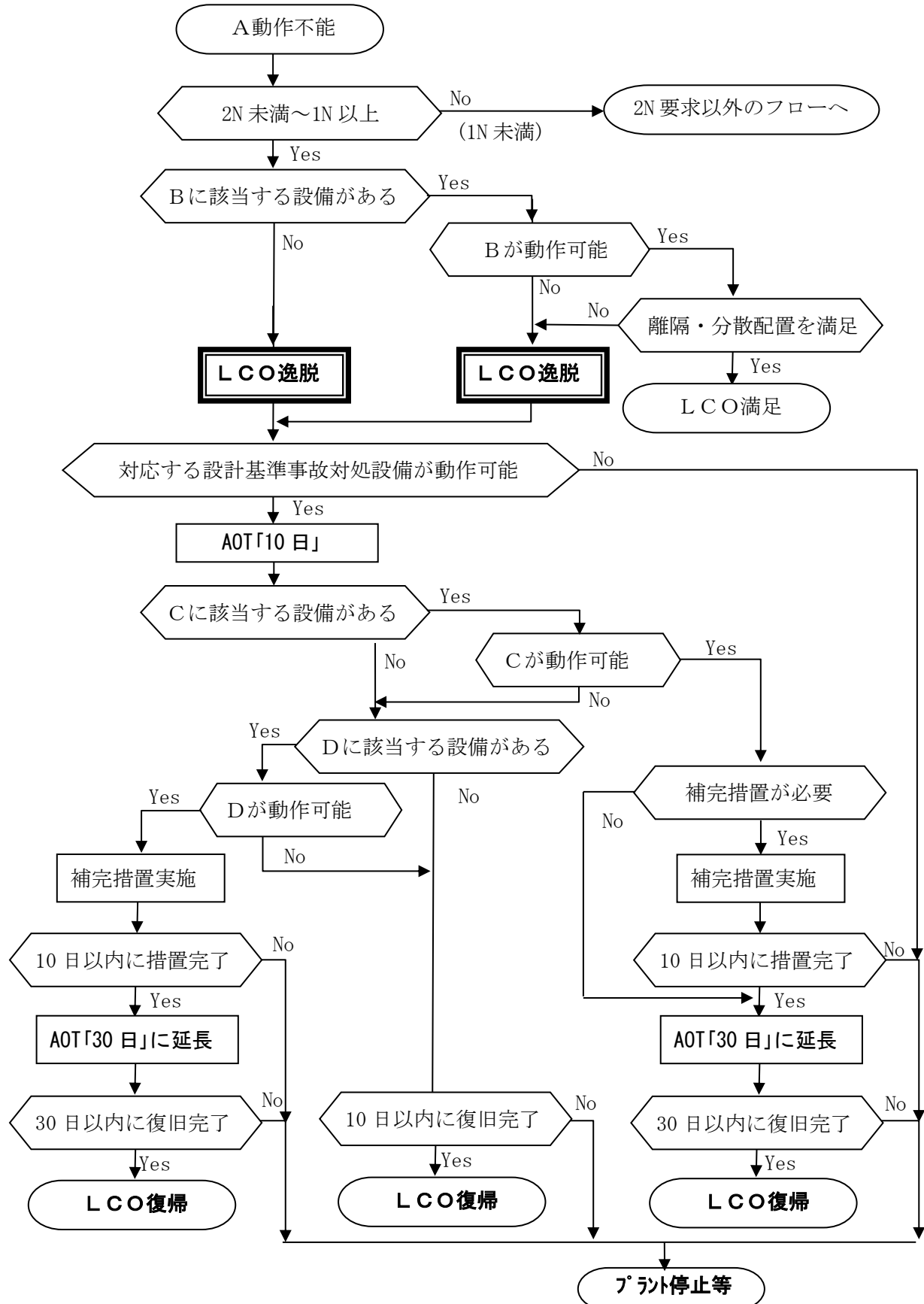
2N 要求以外の重大事故等対処設備

- A : LCO 対象 SA 設備
- B : A の機能全てを満足する SA 設備 (基準要求を維持できる場合に限る)
- C : A の機能全てを満足^{※1}する SA 設備 (基準要求を維持できない場合)
- ※1 : 準備時間短縮等の補完措置の実施により満足する場合も含む
- D : A の機能に対する自主対策設備または代替措置



2N要求の可搬型重大事故等対処設備

- A : LCO 対象 SA 設備 (2N 要求の可搬型重大事故等対処設備)
- B : A の機能全てを満足する SA 設備 (基準要求を維持できる場合に限る)
- C : A の機能全てを満足^{※1}する SA 設備 (基準要求を維持できない場合)
- ※1 : 準備時間短縮等の補完措置の実施により満足する場合も含む
- D : A の機能に対する自主対策設備または代替措置



LCO/要求される措置/AOT 保安規定記載例

a. 適用される原子炉の状態が運転、起動、高温停止の設備の例

○○○に対する設計基準事故対処設備

機能	原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間
○○○	運転、起動、高温停止	A. ○○○が動作不能の場合	A.1 □□□が動作可能であることを確認※ ¹ する。 及び A.2.1.1 当該機能を代替する自主対策設備※ ² が動作可能であることを確認※ ³ する。 又は A.2.1.2 代替措置※ ⁴ を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 及び A.2.2 当該機能を動作可能な状態に復旧する。 又は A.3.1 当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備※ ⁵ が動作可能であることを確認※ ³ する。 及び A.3.2 当該機能を動作可能な状態に復旧する。	速やかに 3日間 3日間 10日間 3日間 30日間
		B. 条件Aの措置を完了時間内に達成できない場合	B.1 高温停止にする。 及び B.2 冷温停止にする。	24時間 36時間

※1：残りの□□□1台及び□□については、管理的手段により動作可能であることを確認する。

※2：△△△をいう。

※3：「動作可能であること」とは、当該系統に要求される性能および準備時間を満足させるために行う補完措置が完了していることを含む。

※4：外部からの代替品の配備等。

※5：×××をいう。

b. 適用される原子炉の状態が常時の設備の例

〇〇〇に対する設計基準事故対処設備

機能	原子炉の状態	条件	措置	完了時間
〇〇〇	運転、起動、高温停止	A. 〇〇〇が動作不能の場合	A. 1 □□□が動作可能であることを確認※ ¹ する。 及び A. 2 当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備※ ² が動作可能であることを確認※ ³ する。 及び A. 3 当該機能を動作可能な状態に復旧する	速やかに 3日間 30日間
		B. 条件Aの措置を完了時間内に達成できない場合	B. 1 高温停止にする。 及び B. 2 低温停止にする。	24時間 36時間
	低温停止、燃料交換	A. 〇〇〇が動作不能の場合	A. 1 〇〇〇を動作可能な状態にする措置を開始する 及び A. 2 炉心変更を中止する。 及び A. 3 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。 及び A. 4 当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備※ ² が動作可能であることを確認※ ³ する。	速やかに 速やかに 速やかに 速やかに

※1：残りの□□□1台及び□□については、管理的手段により動作可能であることを確認する。

※2：△△△をいう。

※3：「動作可能であること」とは、当該系統に要求される性能および準備時間を満足させるために行う補完措置が完了していることを含む。

c. 設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備を兼ねる設備の例

〇〇〇に対する設計基準事故対処設備

(重大事故等対処設備側の記載)

機能	原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間	
△△△	運転、起動、 高温停止	A. 〇〇〇が動作不能の場合	A.1 □□□が動作可能であることを確認 ^{※1} する。 及び A.2 当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 ^{※2} が動	表〇-〇A.2の初回確認完了後速やかに 3日間	
		～略～			
				A.3 当該機能を動作可能な状態に復旧する。	30日間
		B. 条件Aの措置を完了時間内に達成できない場合	B.1 高温停止にする。 及び B.2 冷温停止にする。	24時間 36時間	

※1：残りの□□□1台及び□□については、管理的手段により動作可能であることを確認する。

※2：×××をいう。

(設計基準事故対処設備側の記載 (既存記載のため、参考))

第〇条 〇〇〇

1. 〇〇〇が動作可能であること。

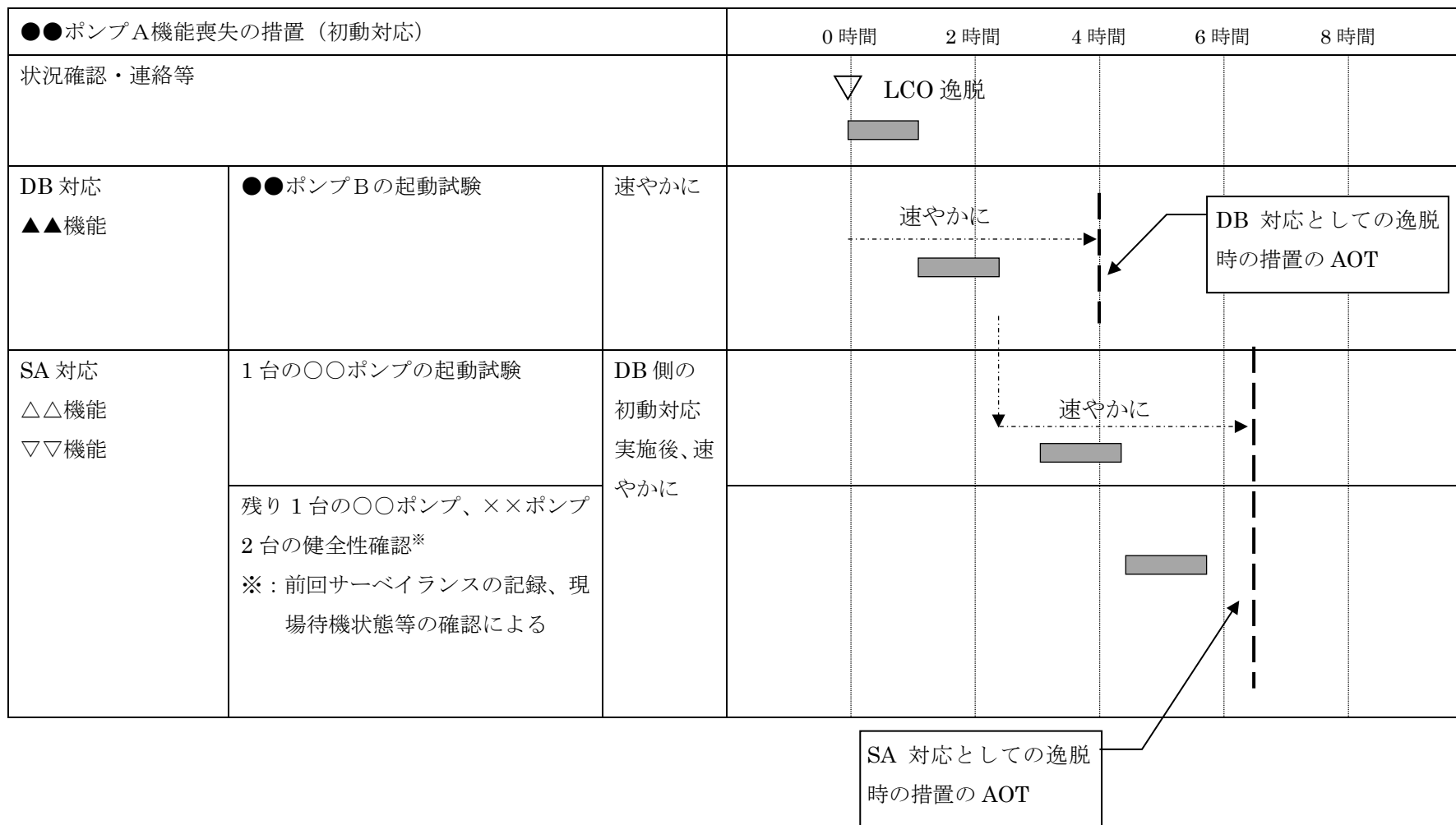
～略～

3. 当直長は、第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表〇-〇の措置を講じる。

表〇-〇

条件	要求される措置	完了時間
A. 〇〇〇1系統が動作不能の場合	A.1 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。 及び A.2 当直長は、残りの系統のポンプを起動し、動作可能であることを確認する。	10日 速やかに その後の8時間に1回
B. 条件Aの措置を完了時間内に達成できない場合	B.1 高温停止にする。 及び B.2 冷温停止にする。	24時間 36時間

(重大事故等対処設備／設計基準事故対処設備の兼用設備 LCO 逸脱時の初動対応イメージ 1 / 2)



(重大事故等対処設備／設計基準事故対処設備の兼用設備 LCO 逸脱時の初動対応イメージ 2 / 2)

●●ポンプA機能喪失の措置（初動対応）

	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備
▲▲機能	①●●ポンプA ②●●ポンプB	①常設□□ポンプによる代替▲▲ ②可搬型□□ポンプによる代替▲▲
△△機能	①○○ポンプA ②○○ポンプB ③××ポンプA ④××ポンプB	①常設□□ポンプによる代替△△ ②●●ポンプAによる代替△△ ③可搬型□□ポンプによる代替△△
▽▽機能	①○○ポンプA ②○○ポンプB	①●●ポンプAによる代替▽▽

※1：●●ポンプA（DB機能）故障に対する、他方の健全性確認（動作確認）。

→▲▲機能における設計基準事故等対処設備は、1系統故障（残り1系統）であり、優先して確認する。

※2：●●ポンプA（SA機能）故障に対する、対応するDB設備の健全性確認（1台の動作確認、その他は記録確認・待機状態確認）

→炉心注入機能における設計基準事故対処設備は、故障の兆候なし（残り2系統以上）であり、※1の確認後に実施する。

重大事故等対処設備の記載例

SA 設備の種類		保安規定記載例					
従来から DB 設備として LCO 等を設定していた設備であって、重大事故等発生時に SA 設備としての機能を期待する SA 設備	第 66 条に記載する場合	1) ほう酸水注入系の LCO 等の記載例 (2) 66 条の記載 (ほう酸水注入系) 表 66-2-3 <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ほう酸水注入系 (重大事故等対処設備^{※1})</td> <td>ほう酸水注入系 1 系列が動作可能であること。</td> </tr> </tbody> </table>		項目	運転上の制限	ほう酸水注入系 (重大事故等対処設備 ^{※1})	ほう酸水注入系 1 系列が動作可能であること。
	項目	運転上の制限					
ほう酸水注入系 (重大事故等対処設備 ^{※1})	ほう酸水注入系 1 系列が動作可能であること。						
現行の条文中に記載する場合	(ほう酸水注入系) 表 24-1 <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ほう酸水注入系^{※2}</td> <td> (1) 1 系列^{※3}が動作可能であること (2) 原子炉を冷温停止にするのに必要なほう酸水の量が確保されていること </td> </tr> </tbody> </table>		項目	運転上の制限	ほう酸水注入系 ^{※2}	(1) 1 系列 ^{※3} が動作可能であること (2) 原子炉を冷温停止にするのに必要なほう酸水の量が確保されていること	
項目	運転上の制限						
ほう酸水注入系 ^{※2}	(1) 1 系列 ^{※3} が動作可能であること (2) 原子炉を冷温停止にするのに必要なほう酸水の量が確保されていること						
		※1：運転上の制限を満足しない場合は、「第 24 条 ほう酸水注入系」の運転上の制限も確認する。 ※2：7 号炉のほう酸水注入系は重大事故等対処設備を兼ねる。動作不能時は、第 66 条（表 66-2-3）の運転上の制限も確認する。 ※3：1 系列とは、ポンプ 1 台及び必要な弁並びに主要配管をいう。					

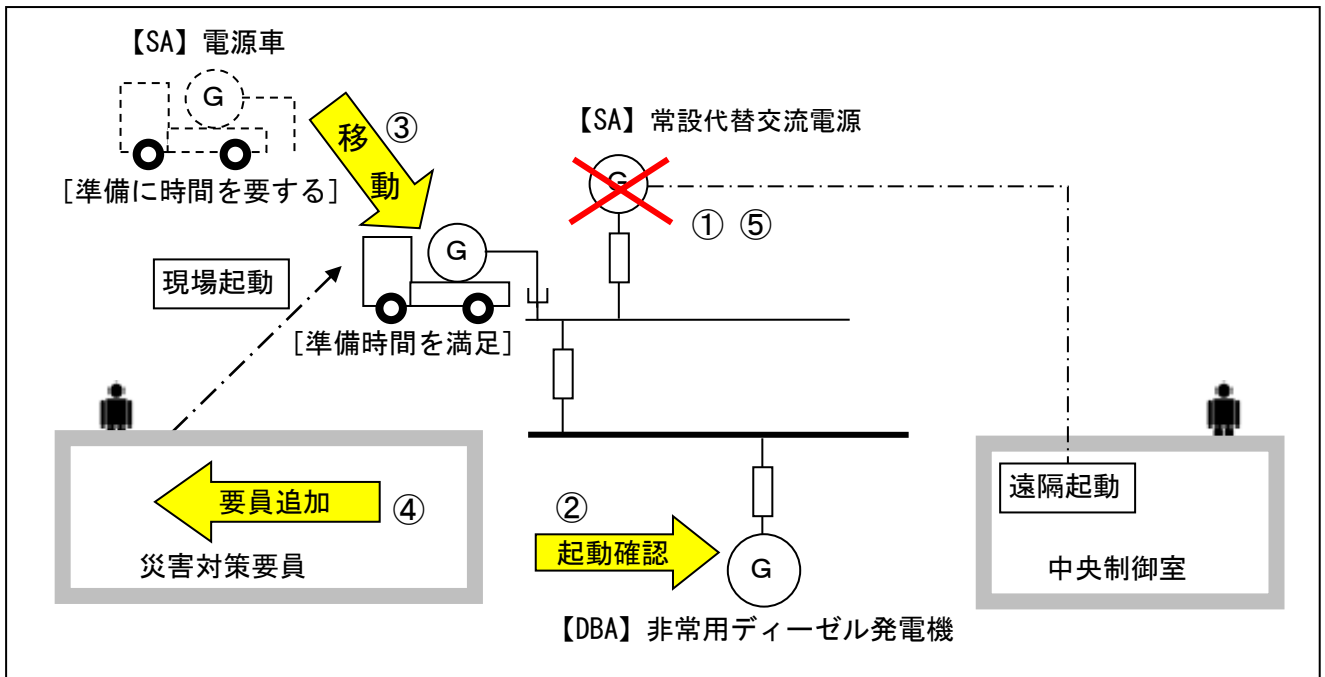
■設計基準事故対処設備のうち ECCS 機器の AOT を参考とする場合の重大事故等対処設備の LCO 逸脱時の AOT の考え方(基本ケース)①

分類	LCO	SR	LCO逸脱時に要求される措置及びAOT	備考
重大事故等対処設備 【2N要求以外の設備】	N	1回/ 〇ヶ月	①設計基準事故対処設備が動作可能な場合 ⇒ <u>AOT「3日」</u> (当該の重大事故等対処設備が有する機能全てを満足する重大事故等対処設備がある場合には、LCO逸脱とはならない。)	<ul style="list-style-type: none"> •LCO 逸脱時(N未満となった場合)、当該の重大事故等対処設備の機能を有する設計基準事故対処設備が動作可能であることを確認した場合には、<u>AOTを「3日」とすることができる。</u> •当該の設計基準事故対処設備が動作不能な場合には、速やかにプラント停止措置へ移行する。
			②①のAOT「3日」以内に、 <u>有効性評価において担保すべき時間のみ満足できないような重大事故等対処設備</u> の動作可能を確認、及び補完措置を実施できた場合 ⇒ <u>AOT「30日」(上限)</u>	<ul style="list-style-type: none"> •当該の重大事故等対処設備が有する機能に対して、<u>有効性評価において担保すべき時間のみ満足できないような重大事故等対処設備がある場合</u>であって、①におけるAOT「3日」以内に、当該設備が動作可能であることを確認するとともに補完措置(例:要員の増員等)を行って時間要求を満足させることができる場合には、<u>AOTを「30日」(運用上の上限)まで延長可能とする。</u>(但し、LCO 復帰とはしない) •AOT「30日」以内の復旧ができない場合には、速やかにプラント停止措置へ移行する。
			③①のAOT「3日」以内に、 <u>自主対策設備</u> の動作可能を確認及び補完措置を実施できた場合、又は当該機能を補完する <u>代替措置</u> を講じることができた場合 ⇒ <u>AOT「10日」</u>	<ul style="list-style-type: none"> •当該の重大事故等対処設備が有する機能に対して<u>自主対策設備がある場合</u>であって、①におけるAOT「3日」以内に、当該設備が動作可能であることを確認するとともに補完措置(例:要員の増員等)を行うことができた場合、又は当該機能を補完する<u>代替措置</u>を講じることができた場合には、<u>AOTを「10日」まで延長可能とする。</u> •AOT「10日」以内の復旧ができない場合には、速やかにプラント停止措置へ移行する。
可搬型重大事故等対処設備 【2N要求設備】	2N	1回/ 〇ヶ月	④設計基準事故対処設備が動作可能な場合 ⇒ <u>AOT「10日」</u> (当該の可搬型重大事故等対処設備が有する機能全てを満足する重大事故等対処設備がある場合には、LCO逸脱とはならない。)	<ul style="list-style-type: none"> •LCO 逸脱時(2N未満～1N以上となった場合)、当該の可搬型重大事故等対処設備の機能を有する設計基準事故対処設備が動作可能であることを確認した場合には、<u>AOTを「10日」とすることができる。</u> •当該の設計基準事故対処設備が動作不能な場合には、速やかにプラント停止措置へ移行する。
			⑤④のAOT「10日」以内に、 <u>有効性評価において担保すべき時間のみ満足できないような重大事故等対処設備</u> の動作可能を確認、及び補完措置を実施できた場合 ⇒ <u>AOT「30日」(上限)</u>	<ul style="list-style-type: none"> •当該の可搬型重大事故等対処設備が有する機能に対して、<u>有効性評価において担保すべき時間のみ満足できないような重大事故等対処設備がある場合</u>であって、④におけるAOT「10日」以内に、当該設備が動作可能であることを確認するとともに補完措置(例:要員の増員等)を行って時間要求を満足させることができる場合には、<u>AOTを「30日」(運用上の上限)まで延長可能とする。</u>(但し、LCO 復帰とはしない) •AOT「30日」以内の復旧ができない場合には、速やかにプラント停止措置へ移行する。
			⑥④のAOT「10日」以内に、 <u>自主対策設備</u> の動作可能を確認及び補完措置を実施できた場合、又は当該機能を補完する <u>代替措置</u> を講じることができた場合 ⇒ <u>AOT「30日」(上限)</u>	<ul style="list-style-type: none"> •当該の可搬型重大事故等対処設備が有する機能に対して<u>自主対策設備がある場合</u>であって、④におけるAOT「10日」以内に、当該設備が動作可能であることを確認するとともに、補完措置(例:要員の増員等)を行うことができた場合、又は当該機能を補完する<u>代替措置</u>を講じることができた場合には、<u>AOTを「30日」(運用上の上限)まで延長可能とする。</u> •AOT「30日」以内の復旧ができない場合には、速やかにプラント停止措置へ移行する。

■設計基準事故対処設備のうち ECCS 機器の AOT を参考とする場合の重大事故等対処設備の LCO 逸脱時の AOT の考え方（基本ケース）②

	・常設重大事故等対処設備 ・2N 要求以外の可搬型重大事故等対処設備			・2N 要求の可搬型重大事故等対処設備（2N⇒2N 未満～1N 以上）		
	設備	AOT		設備	AOT	
通常状態	(DB+1SA) DB SA			(DB+2SA [2/2]) DB SA① SA②		
LCO 逸脱						
設計基準事故 対処設備が 動作可能	(DB+0SA) DB SA	3 日	①対応する設計基準事故対処設備が動作可能であることを確認することで、軽微な故障に対する復旧期間として AOT を「3 日」とする。	(DB+1SA [1/2]) DB SA① SA②	10 日	④1N が残されている場合（1/2 故障[安全期の低下]）、対応する設計基準事故対処設備が動作可能であることを確認することで、「残された 1N の自然災害などによる機能喪失」に対するリスクを低減（「1 基あたり 2 セット」および「隔離・分散配置」を補完）することが出来る（同時に機能喪失しない）ものと考えことから、参考とする設計基準事故対処設備のうち ECCS 機器の 1/2 故障の AOT である「10 日」とする。
他の 重大事故等対 処設備が動作 可能（補完措 置含む）	(DB+1SA) DB SA SA ^他	30 日	②他の重大事故等対処設備が動作可能であること、およびあらかじめ定めた補完措置を実施すること（安全機能が元の水準まで回復）で LCO 復帰とすることも可能と考えるが、補完措置を行っていることから LCO 復帰とはせずに要求される措置を行う。 AOT は補完措置が維持されている限り無期限とすることも可能と考えるが、運用上の上限である「30 日」までの延長に制限する。	(DB+2SA [2/2]) DB SA① SA② SA ^他	30 日	⑤同左
自主対策設備 または 代替措置を確 保（補完措 置含む）	(DB+α SA) DB SA 自主対策	10 日	③AOT 延長のために活用する自主対策設備については、施設管理において重大事故等対処設備と同等の管理を行うことに加えて補完措置を実施することにより重大事故等対処設備と同等の機能を発揮し得るものとする。 自主対策設備または代替措置は機能の一部を補完するものであることから 1/2 故障相当として、AOT は参考とする設計基準事故対処設備のうちの ECCS 機器の 1/2 故障時に多く設定されている「10 日」までの延長とする。	(DB+1α SA[1α/2]) DB SA① SA② 自主対策	30 日	⑥AOT 延長のために活用する自主対策設備については、重大事故等対処設備と同等の管理を行うことに加えて補完措置を実施することにより重大事故等対処設備と同等の機能を発揮し得るものとする。 この措置は上記④に残された 1N と設計基準事故対処設備が同等に機能を喪失しない状態を確認した上で、さらに自主対策設備または代替措置を確保するものであることから、2N 要求の可搬型重大事故等対処設備が 2N 未満（1N 以上）となったことで、「安全機能が低下」した場合、自主対策設備または代替措置を確保することにより「低下した安全機能を元の水準まで高める」効果を期待できるものと考え、安全機能は元の水準まで回復していないことから LCO 復帰できるものではない。 ただし、自主対策設備または代替措置を確保した場合の AOT は「低下した安全機能を元の水準近くまで高める効果を期待できる」と考えられることから、重大事故等対処設備の運用上の上限の AOT とした「30 日」までの AOT 延長は可能である。

LCO 逸脱時の措置と AOT の関係の例



- ① 常設代替交流電源設備が「故障」 ⇒ LCO 逸脱
- ② 非常用ディーゼル発電機が「動作可能であること」を確認（起動確認）⇒AOT「3日」
- ③ 電源車（ $2N + \alpha$ の「 α 」を移動）を移動、接続する。[補完措置]
 - ※ 3日以内（AOT内）に実施。
- ④ 電源車の現場起動要員を確保 [補完措置 完了] ⇒AOT「30日」
 - ※ 3日以内（AOT内）に実施。
- ⑤ 「30日以内」に常設代替交流電源を復旧 ⇒ LCO 復帰
 - ※ 30日以内（AOT内）に復旧できなければプラント停止。

【補完措置について】

電源車の移動のみで準備時間を満足する場合は、接続しない。

保安規定記載例（前頁の例に基づく記載例）

機能	原子炉の状態	条件	要求される措置	AOT
常設代替 交流電源	運転 起動 高温停止	A. 常設代替交 流電源が動作 不能の場合	A. 1. 1台の非常用ディーゼル発電機 ^{※1} を 起動し、動作可能であることを確認する。 及び A. 2. 当該系統と同等な機能を持つ重大事 故等対処設備 ^{※2} が動作可能であること ^{※3} を確認する。 及び A. 3. 当該系統を動作可能な状態に復旧す る。	速やかに 3日間 30日間
		B. 条件Aの措置 を完了時間内 に達成できな い場合	B. 1 高温停止とする。 及び B. 2 冷温停止とする。	24時間 36時間

※1：非常用ディーゼル発電機とは、A系、B系及びH系のディーゼル発電機をいう。

※2：電源車をいう。

※3：「動作可能であること」の確認は、対象設備の至近の記録等により行う。また、当該系統に要求される準備時間を満足させるために行う補完措置が完了していることを含む。

具体的な記載例（柏崎刈羽原子力発電所の例）

（重大事故等対処設備）

第66条

〔7号炉〕

原子炉の状態に応じて、次の各号の重大事故等対処設備^{※1}は、表66-1から表66-19で定める事項を運転上の制限とする。

- (1) 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
- (2) 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- (3) 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- (4) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- (5) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備
- (6) 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- (7) 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- (8) 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備
- (9) 使用済燃料プールの冷却等のための設備
- (10) 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備
- (11) 重大事故等の収束に必要な水の供給設備
- (12) 電源設備
- (13) 計装設備
- (14) 運転員が中央制御室にとどまるための設備
- (15) 監視測定設備
- (16) 緊急時対策所
- (17) 通信連絡を行うために必要な設備
- (18) アクセスルートの確保
- (19) 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）

2. 重大事故等対処設備が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

- (1) 各GMは、原子炉の状態に応じて表66-1から表66-19の確認事項を実施し、その結果を当直長に通知する。

3. 当直長は、重大事故等対処設備が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表66-1から表66-19の措置を講じる。

※1：可搬型設備の系統には、資機材等を含む。

表 6 6 - 1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

6 6 - 1 - 1 A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）

（1）運転上の制限

項 目	運転上の制限
A T W S 緩和設備 （代替制御棒挿入機能）	A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）が動作可能であること※1 ※2

適用される 原子炉の状態	要 素	動作可能であるべき チャンネル数（論理毎）
運 転 起 動	原子炉圧力高	2チャンネル※3
	原子炉水位異常低（レベル2）	2チャンネル※4

適用される 原子炉の状態	要 素	所要数
運 転 起 動	手動A R I	2個※5

※1：A系及びB系のA R I 用電磁弁が動作可能であることを含む。

※2：本条における動作可能とは、当該計測及び制御設備に期待されている機能が達成されている状態をいう。また、動作不能とは、点検・修理のために当該チャンネル又は論理回路をバイパスして動作可能であるべきチャンネル数を満足していない場合及び誤不動作が発見された場合で、当該計測及び制御設備に期待されている機能を達成できない状態をいう。トリップ信号を出力している状態は、誤動作であっても動作不能とは見なさない。

※3：3チャンネルのうち2チャンネルをいう。

※4：4チャンネルのうち2チャンネルをいう。

※5：A系及びB系それぞれ1個の計2個をいう。

(2) 確認事項

要素	設定値	項目	頻度	担当
1. 代替制御棒挿入機能	—	機能を確認する ^{※6} 。	定事検 停止時	運転評価GM
2. 原子炉圧力高	7. 4 8 MPa[gage] 以下	原子炉の状態が運転及び起動において、動作不能でないことを指示により確認する ^{※7} 。	1ヶ月に 1回	当直長
		チャンネル校正を実施する ^{※8} 。	定事検 停止時	計測制御GM
		論理回路機能を確認する ^{※9} 。	定事検 停止時	運転評価GM
3. 原子炉水位異常低 (レベル2)	1, 1 6 5 c m以上 (圧力容器零 レベルより)	原子炉の状態が運転及び起動において、動作不能でないことを指示により確認する ^{※7} 。	1ヶ月に 1回	当直長
		チャンネル校正を実施する ^{※8} 。	定事検 停止時	計測制御GM
		論理回路機能を確認する ^{※9} 。	定事検 停止時	運転評価GM
4. 手動AR I	—	論理回路機能を確認する ^{※9} 。	定事検 停止時	運転評価GM

※6：機能の確認は、論理回路の出力段の信号により、電磁弁が動作することを確認することをいう。

※7：「動作不能でないことを指示により確認する」とは、当該チャンネルの指示値に異常な変動がないことを確認すること、また可能であれば他のチャンネルの指示値と有意な差異がないことを確認することをいう。なお、トリップ状態にあるチャンネルについては、該当しない。

※8：チャンネル校正とは、センサにあらかじめ定めた信号を与えた時、許容範囲内で出力信号を発生又は指示値を示すよう調整することをいう。

※9：論理回路機能の確認は、センサからの出力信号にて、論理回路の出力段に信号が発生することにより、その機能の健全性を確認することをいう。なお、確認は部分的な確認を積み重ねることにより、適用範囲を確認したと見なすことができる。

(3) 要求される措置

条 件	要求される措置	完了時間
A. 動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合 又は 手動A R I が動作不能の場合	A 1. 当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備※ ¹⁰ が動作可能であることを確認する※ ¹¹ 。 及び A 2. 当直長は、当該チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	6 時間 3 0 日間
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 当直長は、高温停止にする。	2 4 時間

※10：A T W S緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）、自動減圧系の起動阻止スイッチ及びほう酸水注入系をいう。

※11：ほう酸水注入系については1系列を起動し動作可能であることを確認するとともに、A T W S緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）、自動減圧系の起動阻止スイッチについては至近の記録等により動作可能であることを確認する。

66-1-2 ATWS緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）

（1）運転上の制限

項目	運転上の制限
ATWS緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）	ATWS緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）が動作可能であること※1※2

適用される原子炉の状態	要素	動作可能であるべきチャンネル数（論理毎）
運 転 起 動	原子炉圧力高	2チャンネル※3
	原子炉水位低（レベル3）	2チャンネル※3
	原子炉水位異常低（レベル2）	2チャンネル※4

適用される原子炉の状態	要素	所要数
運 転 起 動	R I P - A S D 手動停止	10台

※1：R I P - A S D が動作可能であることを含む。

※2：本条における動作可能とは、当該計測及び制御設備に期待されている機能が達成されている状態をいう。また、動作不能とは、点検・修理のために当該チャンネル又は論理回路をバイパスして動作可能であるべきチャンネル数を満足していない場合及び誤不動作が発見された場合で、当該計測及び制御設備に期待されている機能を達成できない状態をいう。トリップ信号を出力している状態は、誤動作であっても動作不能とは見なさない。

※3：3チャンネルのうち2チャンネルをいう。

※4：4チャンネルのうち2チャンネルをいう。

(2) 確認事項

要素	設定値	項目	頻度	担当
1. 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能	—	機能を確認する ^{※5} 。	定事検 停止時	運転評価GM
2. 原子炉圧力高	7.48 MPa[gage] 以下	原子炉の状態が運転及び起動において、動作不能でないことを指示により確認する ^{※6} 。	1ヶ月に 1回	当直長
		チャンネル校正を実施する ^{※7} 。	定事検 停止時	計測制御GM
		論理回路機能を確認する ^{※8} 。	定事検 停止時	運転評価GM
3. 原子炉水位低 (レベル3)	1,285cm以上 (圧力容器零 レベルより)	原子炉の状態が運転及び起動において、動作不能でないことを指示により確認する ^{※6} 。	1ヶ月に 1回	当直長
		チャンネル校正を実施する ^{※7} 。	定事検 停止時	計測制御GM
		論理回路機能を確認する ^{※8} 。	定事検 停止時	運転評価GM
4. 原子炉水位異常低 (レベル2)	1,165cm以上 (圧力容器零 レベルより)	原子炉の状態が運転及び起動において、動作不能でないことを指示により確認する ^{※6} 。	1ヶ月に 1回	当直長
		チャンネル校正を実施する ^{※7} 。	定事検 停止時	計測制御GM
		論理回路機能を確認する ^{※8} 。	定事検 停止時	運転評価GM
5. RIP-ASD手 動スイッチ	—	論理回路機能を確認する ^{※8} 。	定事検 停止時	運転評価GM

※5：機能の確認は、論理回路の出力段の信号により、RIP-ASDが停止することを確認することをいう。

※6：「動作不能でないことを指示により確認する」とは、当該チャンネルの指示値に異常な変動がないことを確認すること、また可能であれば他のチャンネルの指示値と有意な差異がないことを確認することをいう。なお、トリップ状態にあるチャンネルについては、該当しない。

※7：チャンネル校正とは、センサにあらかじめ定めた信号を与えた時、許容範囲内で出力信号を発生又は指示値を示すよう調整することをいう。

※8：論理回路機能の確認は、センサからの出力信号にて、論理回路の出力段に信号が発生することにより、その機能の健全性を確認することをいう。なお、確認は部分的な確認を積み重ねることにより、適用範囲を確認したと見なすことができる。

(3) 要求される措置

条 件	要求される措置	完了時間
A. 動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合 又は R I P - A S D 手動スイッチによる停止ができない場合	A 1. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備※ ⁹ が動作可能であることを確認する※ ¹⁰ 。 及び A 2. 当直長は、当該チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	6 時間 3 0 日間
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 当直長は、高温停止にする。	2 4 時間

※9：A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）をいう。

※10：「動作可能であること」の確認は、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

表 6 6 - 2 原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

6 6 - 2 - 1 高圧代替注水系（中央制御室からの遠隔起動）

(1) 運転上の制限

項 目	運転上の制限
高圧代替注水系 (中央制御室からの遠隔起動)	高圧代替注水系が動作可能であること※1※2※3

適用される 原子炉の状態	設 備	所要数
運 転 起 動 高温停止 (原子炉圧力が 1. 0 3 MPa [gage] 以上の場合)	高圧代替注水系ポンプ	1 台
	復水貯蔵槽	※ 4
	可搬型代替交流電源設備	※ 5
	可搬型直流電源設備	※ 6
	常設代替交流電源設備	※ 7
	常設代替直流電源設備	※ 8

※ 1 : 必要な弁及び配管を含む。

※ 2 : 原子炉隔離時冷却系起動準備及び原子炉隔離時冷却系運転中は、高圧代替注水系を動作不能とはみなさない。

※ 3 : 当該系統が動作不能時は、「第 3 9 条 非常用炉心冷却系その 1」の運転上の制限も確認する。

※ 4 : 「6 6 - 1 1 - 1 重大事故等収束のための水源」において運転上の制限等を定める。

※ 5 : 「6 6 - 1 2 - 2 可搬型代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。

※ 6 : 「6 6 - 1 2 - 5 可搬型直流電源設備」において運転上の制限等を定める。

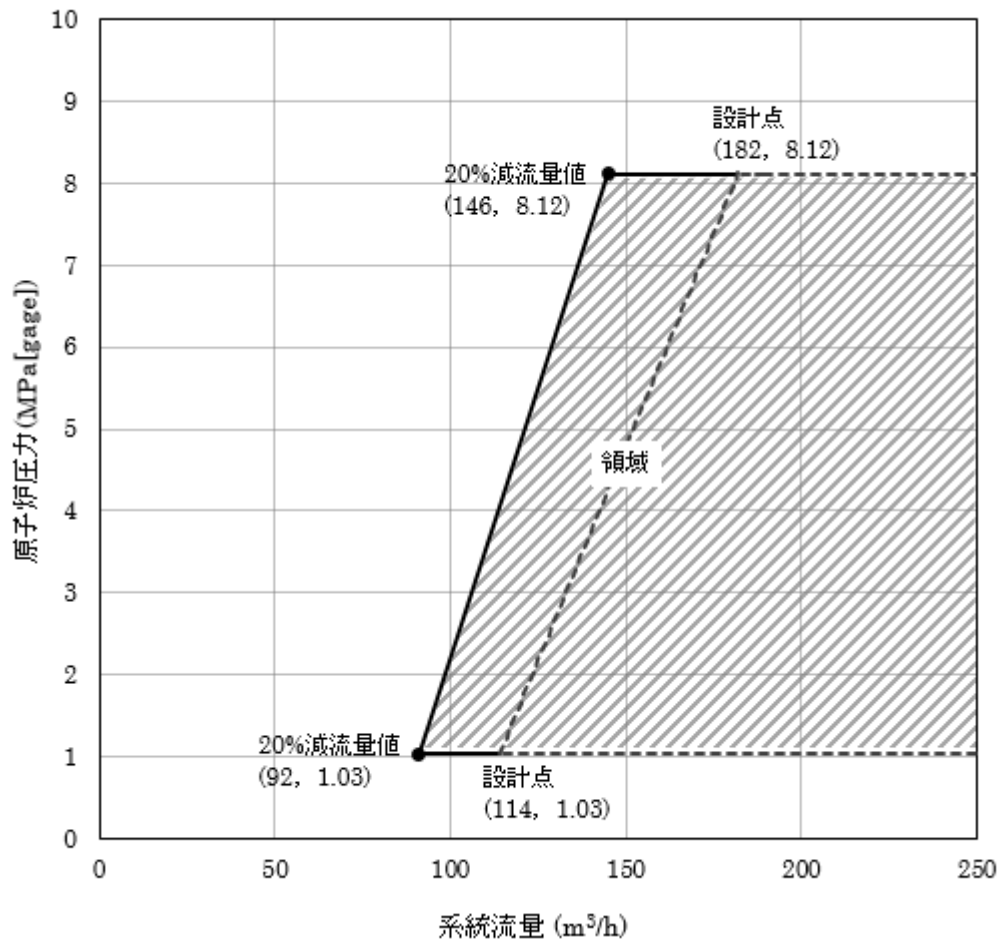
※ 7 : 「6 6 - 1 2 - 1 常設代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。

※ 8 : 「6 6 - 1 2 - 4 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備」において運転上の制限等を定める。

(2) 確認事項

項 目	頻 度	担 当
1. 高圧代替注水系ポンプが動作可能であることを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあることを確認する。	待機状態となる前に1回	原子炉GM
2. 高圧代替注水系における注入弁が開すること及び原子炉隔離時冷却系過酷事故時蒸気止め弁が動作可能（中操全閉）であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	待機状態となる前に1回	当直長
3. 原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上において、高圧代替注水系ポンプの流量が図66-2-1に定める領域内にあることを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあることを確認する。	定事検停止後の 原子炉起動中に1回	当直長
4. 高圧代替注水系における注入弁が開することを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止後の 原子炉起動中に1回	当直長
5. 原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上において、高圧代替注水系ポンプの流量が図66-2-1に定める領域内にあることを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあることを確認する。	1ヶ月に1回	当直長
6. 原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上において、高圧代替注水系における注入弁が開することを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	1ヶ月に1回	当直長

図 6 6 - 2 - 1



(3) 要求される措置

条 件	要求される措置	完了時間
A. 高圧代替注水系が動作不能の場合	A 1. 当直長は、高圧炉心注水系 1 系列を 起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他設備※ ⁹ が動作可能であることを確認する。	速やかに
	及び A 2. 当直長は、当該系統と同等な機能を持つ重大事故等対処設備※ ¹⁰ が動作可能であることを確認する。	3 日間
	及び A 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	30 日間
B. 原子炉隔離時冷却系と共用する配管又は弁が動作不能の場合	B 1. 当直長は、高圧炉心注水系 1 系列及び常設代替交流電源設備が動作可能であることを確認する。	速やかに
	及び B 2. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	10 日間
C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C 1. 当直長は、高温停止にする。	24 時間
	及び C 2. 当直長は、原子炉圧力を 1.03MPa[gage]未満にする。	36 時間

※ 9 : 残りの高圧炉心注水系 1 系列及び高圧炉心注水系に接続する非常用ディーゼル発電機 2 台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

※ 10 : 原子炉隔離時冷却系をいう。

6 6 - 2 - 2 高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系（現場起動）

(1) 運転上の制限

項目	運転上の制限
高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系（現場起動）	原子炉の状態が運転、起動及び高温停止（原子炉圧力が1.03 MPa[gage]以上）において、高圧代替注水系又は原子炉隔離時冷却系を現場操作により起動できること※ ¹

※1：必要な電動弁の手動操作用レバー及びハンドルの操作により現場起動できることをいう。

(2) 確認事項

項目	頻度	担当
1. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止（原子炉圧力が1.03 MPa[gage]以上）において、高圧代替注水系を現場操作により起動するために必要な電動弁の手動操作用レバー及びハンドルが取り付けられていることを確認する。	1ヶ月に1回	当直長
2. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止（原子炉圧力が1.03 MPa[gage]以上）において、原子炉隔離時冷却系を現場操作により起動するために必要な電動弁の手動操作用レバー及びハンドルが取り付けられていることを確認する。	1ヶ月に1回	当直長

(3) 要求される措置

条件	要求される措置	完了時間
A. 高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系が現場操作により起動できない場合	A 1. 当直長は、高圧炉心注水系が動作可能であることを確認する※ ² 。	速やかに
	及び A 2. 当直長は、高圧代替注水系又は原子炉隔離時冷却系が中央制御室からの遠隔操作により起動できることを確認する※ ² 。	3日間
	及び A 3. 当直長は、高圧代替注水系又は原子炉隔離時冷却系が現場起動できる状態に復旧する。	30日間
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 当直長は、高温停止にする。	24時間
	及び B 2. 当直長は、原子炉圧力を1.03 MPa[gage]未満にする。	36時間

※2：至近の記録等により確認することをいう。

66-2-3 ほう酸水注入系（重大事故等対処設備）

（1）運転上の制限

項目	運転上の制限
ほう酸水注入系 （重大事故等対処設備）	ほう酸水注入系が動作可能であること※1※2

適用される 原子炉の状態	設備	所要数
運 転 起 動 高温停止	ほう酸水注入系ポンプ	1台
	ほう酸水注入系貯蔵タンク	1基
	可搬型代替交流電源設備	※3
	常設代替交流電源設備	※4

※1：必要な弁及び配管を含む。

※2：当該系統が動作不能時は、「第24条 ほう酸水注入系」の運転上の制限も確認する。

※3：「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。

※4：「66-12-1 常設代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。

（2）確認事項

項目	頻度	担当
1. 定事検停止時に、ほう酸水注入ポンプの吐出圧力が8.43 MPa[gage]以上であることを確認する。	定事検停止時	運転評価GM
2. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、ほう酸水貯蔵タンクの液位及び温度が図24-1, 2の範囲内にあることを確認する。	毎日1回	当直長
3. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、ほう酸水注入ポンプの吐出圧力が8.43 MPa[gage]以上であることを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態であることを確認する。	1ヶ月に1回	当直長

(3) 要求される措置

条 件	要求される措置	完了時間
A. ほう酸水貯蔵タンクの液位及び温度が図 24-1, 2 の範囲内でない場合	A 1. 当直長は, ほう酸水貯蔵タンクの液位及び温度を図 24-1, 2 の範囲内に復旧する。	3 日間
B. ほう酸水注入系が動作不能の場合	B 1. 1. 当直長は, 原子炉隔離時冷却系を起動し, 動作可能であることを確認する ^{※5} 。 又は B 1. 2. 当直長は, 高圧炉心注水系 1 系列を起動し, 動作可能であることを確認するとともに, その他設備 ^{※6} が動作可能であることを確認する。 及び B 2. 当直長は, 当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに 速やかに 8 時間
C. 条件 A 又は B で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C 1. 当直長は, 高温停止にする。 及び C 2. 当直長は, 冷温停止にする。	24 時間 36 時間

※5 : 原子炉圧力が 1.03 MPa [gage] 以上の場合。

※6 : 残りの高圧炉心注水系 1 系列及び高圧炉心注水系に接続する非常用ディーゼル発電機 2 台をいい, 至近の記録等により動作可能であることを確認する。

表 6 6 - 3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

6 6 - 3 - 1 代替自動減圧機能

(1) 運転上の制限

項目	運転上の制限
代替自動減圧機能	(1) 代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能) が動作可能であること※ ¹ (2) 自動減圧系の起動阻止スイッチが動作可能であること

適用される原子炉の状態	要素	動作可能であるべき所要数・チャンネル数 (論理毎)
運転 起動 高温停止 (原子炉圧力が 1. 0 3 MPa[gage] 以上の場合)	代替自動減圧機能論理回路	1 系※ ³
	原子炉水位異常低 (レベル 1) ※ ²	2 チャンネル※ ⁴
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力高※ ²	1 チャンネル※ ⁵
	自動減圧系の起動阻止スイッチ	1 系※ ⁶

※ 1 : 本条における動作可能とは、当該計測及び制御設備に期待されている機能が達成されている状態をいう。また、動作不能とは、点検・修理のために当該チャンネル又は論理回路をバイパスして動作可能であるべきチャンネル数を満足していない場合及び誤不動作が発見された場合で、当該計測及び制御設備に期待されている機能を達成できない状態をいう。トリップ信号を出力している状態は、誤動作であっても動作不能とは見なさない。

※ 2 : 当該設備が動作不能時は、「第 2 7 条 計測及び制御設備」及び「6 6 - 1 3 - 1 主要パラメータ及び代替パラメータ」の運転上の制限も確認する。

※ 3 : 1 系とは、A 系又は B 系の代替自動減圧機能論理回路をいう。

※ 4 : 片系 3 チャンネルのうち 2 チャンネルをいう。

※ 5 : 片系 3 チャンネルのうち 1 チャンネルをいう。

※ 6 : 1 系とは、A 系及び B 系の自動減圧系の起動阻止スイッチをいう。

(2) 確認事項

要素	設定値	項目	頻度	担当
1. 代替自動減圧機能	—	機能を確認する ^{※7} 。	定事検 停止時	運転評価GM
2. 原子炉水位異常低（レベル1）	936 cm 以上 ^{※8} （圧力容器零レベルより）	原子炉の状態が運転、起動及び高温停止（原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上の場合）において、動作不能でないことを指示により確認する ^{※9} 。	1ヶ月に 1回	当直長
		チャンネル校正を実施する ^{※10} 。	定事検 停止時	計測制御GM
		論理回路機能を確認する ^{※11} 。	定事検 停止時	運転評価GM
3. 残留熱除去系ポンプ吐出圧力高 ^{※12}	0.94 MPa[gage] ^{※8}	原子炉の状態が運転、起動及び高温停止（原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上の場合）において、動作不能でないことを指示により確認する ^{※9} 。	1ヶ月に 1回	当直長
		チャンネル校正を実施する ^{※10} 。	定事検 停止時	計測制御GM
		論理回路機能を確認する ^{※11} 。	定事検 停止時	運転評価GM
4. 始動タイマ	10分以下	チャンネル校正を実施する ^{※10} 。	定事検 停止時	電気機器GM
5. 自動減圧系の起動阻止スイッチ	—	論理回路機能を確認する ^{※11} 。	定事検 停止時	運転評価GM

※7：機能の確認は、センサからの出力信号にて、論理回路の出力段に信号が発生することにより、その機能の健全性を確認することをいう。

※8：代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）に使用する設定値に適用する。

※9：「動作不能でないことを指示により確認する」とは、当該チャンネルの指示値に異常な変動がないことを確認すること、また可能であれば他のチャンネルの指示値と有意な差異がないことを確認することをいう。なお、トリップ状態にあるチャンネルについては、該当しない。

※10：チャンネル校正とは、センサにあらかじめ定めた信号を与えた時、許容範囲内で出力信号が発生又は指示値を示すよう調整することをいう。

※11：論理回路機能の確認は、センサからの出力信号にて、論理回路の出力段に信号が発生（自動減圧系の起動阻止スイッチについては、信号の阻止）することにより、その機能の健全性を確認することをいう。なお、確認は部分的な確認を積み重ねることにより、適用範囲を確認したと見なすことができる。

※12：動作値が、設定値に対して計器の許容誤差の範囲内であれば、運転上の制限を満足していないとは見なさない。

(3) 要求される措置

要素	条件	要求される措置	完了時間
1. 代替自動減圧機能論理回路 2. 原子炉水位異常低(レベル1) 3. 残留熱除去系ポンプ吐出圧力高 4. 始動タイマ	A. 動作可能であるべき所要数又はチャンネル数を満足できない場合	A 1. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 ^{※13} が動作可能であることを確認する ^{※14} 。 及び A 2. 当直長は、当該所要数又はチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	6時間 30日間
	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 当直長は、高温停止にする。 及び B 2. 当直長は、原子炉圧力を1.03 MPa[gage]未満にする。	24時間 36時間
5. 自動減圧系の起動阻止スイッチ	A. 動作可能であるべき所要数を満足できない場合	A 1. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 ^{※15} が動作可能であることを確認する ^{※14} 。 及び A 2. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	6時間 30日間
	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 当直長は、高温停止にする。 及び B 2. 当直長は、原子炉圧力を1.03 MPa[gage]未満にする。	24時間 36時間

※13：主蒸気逃がし安全弁による手動減圧が可能であることをいう。

※14：「動作可能であること」の確認は、対象設備の至近の記録等により行う。

※15：A TWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）をいう。

66-3-2 主蒸気逃がし安全弁（手動減圧）

(1) 運転上の制限

項目	運転上の制限
主蒸気逃がし安全弁 (手動減圧)	主蒸気逃がし安全弁による手動減圧系が動作可能 であること※1※2

適用される 原子炉の状態	設備	所要数
運 転 起 動 高温停止	主蒸気逃がし安全弁	8個
	可搬型代替交流電源設備	※3
	可搬型直流電源設備	※4
	所内蓄電式直流電源設備	※5
	常設代替交流電源設備	※6

※1：必要な配管及びアキュムレータを含む。

※2：当該系統が動作不能時は、「第30条 主蒸気逃がし安全弁」及び「第39条 非常用炉心冷却系
その1」の運転上の制限も確認する。

※3：「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。

※4：「66-12-5 可搬型直流電源設備」において運転上の制限等を定める。

※5：「66-12-4 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備」において運転上の制限等
を定める。

※6：「66-12-1 常設代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。

(2) 確認事項

項目	頻度	担当
1. 主蒸気逃がし安全弁の性能を確認する。	定事検停止時	原子炉GM

(3) 要求される措置

条 件	要求される措置	完了時間
<p>A. 動作可能な主蒸気逃がし安全弁が所要数を満足していない場合</p>	<p>A 1. 当直長は、高圧炉心注水系 2 系列について動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 2. 当直長は、原子炉隔離時冷却系（原子炉圧力が 1.0 3 MPa[gage] 以上の場合）について動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 3. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>10 日間</p>
<p>B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合</p> <p>又は</p> <p>主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付き）2 個以上が動作不能の場合</p>	<p>B 1. 当直長は、高温停止にする。</p> <p>及び</p> <p>B 2. 当直長は、冷温停止にする。</p>	<p>24 時間</p> <p>36 時間</p>

66-3-3 主蒸気逃がし安全弁の機能回復

(1) 運転上の制限

項目	運転上の制限
主蒸気逃がし安全弁の機能回復	(1) 可搬型直流電源設備又は逃がし安全弁用可搬型蓄電池による減圧系が動作可能であること (2) 高圧窒素ガス供給系による作動窒素ガス確保系が動作可能であること※1

適用される原子炉の状態	設備		所要数
運転 起 動 高 温 停 止	可搬型直流電源設備による減圧系	AM用切替装置 (SRV)	1 個
		可搬型直流電源設備	※2
		常設代替直流電源設備	※3
	逃がし安全弁用可搬型蓄電池による減圧系	逃がし安全弁用可搬型蓄電池	1 個
	高圧窒素ガス供給系による作動窒素ガス確保系	高圧窒素ガスポンペ	5 本

※1：必要な弁及び配管を含む。

※2：「66-12-5 可搬型直流電源設備」において運転上の制限等を定める。

※3：「66-12-4 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備」において運転上の制限等を定める。

(2) 確認事項

1. 可搬型直流電源設備による減圧系

項 目	頻 度	担 当
1. 原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，AM用切替装置（SRV）が使用可能であることを外観点検により確認する。	1ヶ月に1回	当直長

2. 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による減圧系

項 目	頻 度	担 当
1. 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の蓄電池電圧が131V以上であることを確認する。	定事検停止時	計測制御GM
2. 原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，逃がし安全弁用可搬型蓄電池が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	当直長

3. 高圧窒素ガス供給系による作動窒素ガス確保系

項 目	頻 度	担 当
1. 高圧窒素ガス供給系A系及びB系の供給圧力の設定値が〇〇MPa[gage]以上に設定できることを確認するとともに，非常用窒素ガス供給弁，常用・非常用窒素ガス連絡弁及び常用窒素ガス供給止め弁が動作可能であることを確認する。また，動作確認後，動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止時	原子炉GM
2. 原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，高圧窒素ガスポンベの外観点検及び規定圧力の確認により，使用可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	当直長

(3) 要求される措置

条 件	要求される措置	完了時間
A. 可搬型直流電源設備による減圧系が動作不能の場合 及び 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による減圧系が動作不能の場合	A 1. 当直長は、直流電源A系及びB系が動作可能であることを確認する。 及び A 2. 当直長は、代替措置※ ⁴ を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 及び A 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに 3日間 10日間
B. 高圧窒素ガス供給系による作動窒素ガス確保系が動作不能の場合	B 1. 当直長は、アキュムレータの圧力が健全であることを確認する※ ⁵ 。 及び B 2. 当直長は、代替措置※ ⁴ を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 及び B 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに 3日間 10日間
C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C 1. 当直長は、高温停止にする。 及び C 2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間 36時間

※4：代替品の補充等をいう。

※5：高圧窒素ガス供給圧力が「第39条 非常用炉心冷却系その1」に定める値であることを確認する。

表 6 6 - 4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

6 6 - 4 - 1 低圧代替注水系（常設）

(1) 運転上の制限

項目	運転上の制限
低圧代替注水系（常設）	低圧代替注水系（常設）が動作可能であること ^{※1※2}

適用される原子炉の状態	設備	所要数
運 転 起 動 高温停止	復水移送ポンプ ^{※4}	2 台
	復水貯蔵槽	※6
	可搬型代替交流電源設備	※7
	常設代替交流電源設備	※8
	代替所内電気設備	※9
冷温停止 燃料交換 ^{※3}	復水移送ポンプ ^{※5}	1 台
	復水貯蔵槽	※6
	可搬型代替交流電源設備	※7
	常設代替交流電源設備	※8
	代替所内電気設備	※9

※1：必要な弁及び配管を含む。

※2：低圧代替注水系（常設）の注水ラインは、「6 6 - 4 - 1 低圧代替注水系（常設）」、「6 6 - 4 - 2 低圧代替注水系（可搬型）」、「6 6 - 5 - 5 代替循環冷却系」、「第 3 9 条 非常用炉心冷却系その 1」、「第 4 0 条 非常用炉心冷却系その 2」の設備を兼ねる。動作不能時は、各条文の運転上の制限も確認する。

※3：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。

(1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合

(2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合

※4：復水移送ポンプは、「6 6 - 4 - 1 低圧代替注水系（常設）」、「6 6 - 5 - 5 代替循環冷却系」、「6 6 - 6 - 1 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）」及び「6 6 - 7 - 1 格納容器下部注水系（常設）」の設備を兼ねる。動作不能時は、各条文の運転上の制限も確認する。

※5：当該設備が動作不能時は、「第 4 0 条 非常用炉心冷却系その 2」の運転上の制限も確認する。

※6：「6 6 - 1 1 - 1 重大事故等収束のための水源」において運転上の制限等を定める。

※7：「6 6 - 1 2 - 2 可搬型代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。

※8：「6 6 - 1 2 - 1 常設代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。

※9：「6 6 - 1 2 - 6 代替所内電気設備」において運転上の制限等を定める。

(2) 確認事項

項 目	頻 度	担 当
1. 復水移送ポンプ1台運転にて揚程が〇〇m以上、流量が〇〇m ³ /h以上であることを確認することで、復水移送ポンプ2台で流量が〇〇m ³ /h以上、復水移送ポンプ1台で流量が〇〇m ³ /h以上確保可能であることを確認する。	定事検停止時	原子炉GM
2. 復水補給水系におけるタービン建屋負荷遮断弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止時	当直長
3. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止において、復水移送ポンプ2台が動作可能であること、冷温停止及び燃料交換 ^{※10} においては、復水移送ポンプ1台が動作可能であることを確認する ^{※11} 。	1ヶ月に1回	当直長
4. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換 ^{※10} において、低圧注水系A系及びB系における注入隔離弁及び洗浄水弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	1ヶ月に1回	当直長

※10：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。

(1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合

(2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合

※11：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

(3) 要求される措置

適用される 原子炉 の状態	条 件	要求される措置	完了時間
運 転 起 動 高温停止	A. 低圧代替注水系(常設) が動作不能の場合	A 1. 当直長は、低圧注水系 1 系列を起動し、 動作可能であることを確認する ^{*12} とともに、その他設備 ^{*13} が動作可能 であることを確認する。 及び A 2. 当直長は、当該機能と同等な機能を持 つ重大事故等対処設備 ^{*14} が動作可 能であることを確認する。 及び A 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態 に復旧する。	速やかに 3 日間 30 日間
	B. 低圧注水系と共用する 配管又は弁が動作不 能の場合	B 1. 当直長は、低圧注水系 2 系列を起動し、 動作可能であることを確認する ^{*12} とともに、その他設備 ^{*15} が動作可能 であることを確認する。 及び B 2. 当直長は、当該機能と同等な機能を持 つ重大事故等対処設備 ^{*14} が動作可 能であることを確認する。 及び B 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態 に復旧する。	速やかに 3 日間 10 日間
	C. 条件A又はBで要求さ れる措置を完了時間 内に達成できない場 合	C 1. 当直長は、高温停止にする。 及び C 2. 当直長は、冷温停止にする。	24 時間 36 時間

適用される 原子炉 の 状 態	条 件	要求される措置	完了時間
冷温停止 燃料交換 ^{※16}	A. 低圧代替注水系（常 設）が動作不能の場 合 又は 低圧注水系と共用す る配管又は弁が動作 不能の場合	A 1. 当直長は、当該系統を動作可能な状態 に復旧する措置を開始する。 及び A 2. 当直長は、第 4 0 条で要求される非常 用炉心冷却系 1 系列を起動し、動作可 能であることを確認する ^{※12} ととも に、その他の設備 ^{※17} が動作可能であ ることを確認する。	速やかに 速やかに

※ 1 2 : 運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

※ 1 3 : 残りの低圧注水系 2 系列及び非常用ディーゼル発電機 3 台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

※ 1 4 : 高圧炉心注水系をいう。

※ 1 5 : 低圧注水系に接続する非常用ディーゼル発電機 2 台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

※ 1 6 : 原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。

(1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合

(2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合

※ 1 7 : 動作可能であることを確認する機器に接続する非常用ディーゼル発電機及び低圧代替注水系（可搬型）をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

66-4-2 低圧代替注水系（可搬型）

(1) 運転上の制限

項目	運転上の制限
低圧代替注水系（可搬型）	低圧代替注水系（可搬型）が動作可能であること※1※2

適用される原子炉の状態	設備	所要数
運転 起動 高温停止 冷温停止 燃料交換※3	可搬型代替注水ポンプ（A-2級）	※4
	燃料補給設備	※5
	可搬型代替交流電源設備	※6
	常設代替交流電源設備	※7
	代替所内電気設備	※8

※1：動作可能とは、当該系統に期待されている機能を達成するための系統構成（接続口及び遠隔手動弁操作設備を含む）ができることをいう。

※2：低圧代替注水系（可搬型）の注水ラインは、「66-4-1 低圧代替注水系（常設）」、「66-4-2 低圧代替注水系（可搬型）」、「66-5-5 代替循環冷却系」、「第39条 非常用炉心冷却系その1」、「第40条 非常用炉心冷却系その2」の設備を兼ねる。動作不能時は、各条文の運転上の制限も確認する。

※3：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。

- (1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合
- (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合

※4：「66-19-1 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）」において運転上の制限等を定める。

※5：「66-12-7 燃料補給設備」において運転上の制限等を定める。

※6：「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。

※7：「66-12-1 常設代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。

※8：「66-12-6 代替所内電気設備」において運転上の制限等を定める。

(2) 確認事項

項目	頻度	担当
(項目なし)	—	—

(3) 要求される措置

適用される 原子炉 の状態	条 件	要求される措置	完了時間
運 転 起 動 高温停止	A. 低圧代替注水系 (可搬型)が動 作不能の場合	<p>A 1. 当直長は、低圧注水系 1 系列を起動し、動作可能であることを確認する^{※9}とともに、その他設備^{※10}が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 2. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備^{※11}が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに</p> <p>3 日間</p> <p>3 0 日間</p>

適用される 原子炉 の 状 態	条 件	要求される措置	完了時間
運 転 起 動 高 温 停 止	B. 低圧注水系と共用する配管又は弁が動作不能の場合	B 1. 当直長は、低圧注水系 2 系列を起動し、動作可能であることを確認する ^{※9} とともに、その他設備 ^{※1 2} が動作可能であることを確認する。 及び B 2. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 ^{※1 1} が動作可能であることを確認する。 及び B 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに 3 日間 1 0 日間
	C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C 1. 当直長は、高温停止にする。	2 4 時間
		C 2. 当直長は、冷温停止にする。	3 6 時間
冷温停止 燃料交換 ^{※1 3}	A. 低圧代替注水系（可搬型）が動作不能の場合 又は 低圧注水系と共用する配管又は弁が動作不能の場合	A 1. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A 2. 当直長は、第 4 0 条で要求される非常用炉心冷却系 1 系列を起動し、動作可能であることを確認する ^{※9} とともに、その他の設備 ^{※1 4} が動作可能であることを確認する。	速やかに 速やかに

※ 9 : 運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

※ 1 0 : 残りの低圧注水系 2 系列及び非常用ディーゼル発電機 3 台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

※ 1 1 : 高圧炉心注水系をいう。

※ 1 2 : 低圧注水系に接続する非常用ディーゼル発電機 2 台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

※ 1 3 : 原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。

(1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合

(2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合

※ 1 4 : 動作可能であることを確認する機器に接続する非常用ディーゼル発電機及び低圧代替注水系（常設）をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

表 6 6 - 5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

6 6 - 5 - 1 格納容器圧力逃がし装置

(1) 運転上の制限

項目	運転上の制限
格納容器圧力逃がし装置	格納容器圧力逃がし装置が動作可能であること※1※2

適用される原子炉の状態	設備	所要数
運 転 起 動 高 温 停 止	フィルタ装置	1 個
	よう素フィルタ	2 個
	ラプチャーディスク	2 個
	遠隔空気駆動弁操作用ポンプ	2 本※3
	スクラバ水 pH 制御設備	1 式
	ドレン移送ポンプ	1 台
	ドレンタンク	1 基
	フィルタ装置出口放射線モニタ	※4
	フィルタ装置水素濃度	※4
	可搬型窒素供給装置	※5
	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	※6
	可搬型代替交流電源設備	※7
	可搬型直流電源設備	※8
	常設代替交流電源設備	※9
	常設代替直流電源設備	※10
代替所内電気設備	※11	

※1：必要な弁（遠隔手動弁操作設備含む）及び配管を含む。

※2：原子炉の起動時にドライウェル点検を実施する場合は、ドライウェル点検後の原子炉の状態が起動になるまでの期間は運転上の制限を適用しない。

※3：「6 6 - 5 - 2 耐圧強化ベント系」の遠隔空気駆動弁操作用ポンプを兼ねる。

※4：「6 6 - 1 3 - 1 主要パラメータ及び代替パラメータ」において運転上の制限等を定める。

※5：「6 6 - 5 - 3 可搬型窒素供給装置」において運転上の制限等を定める。

※6：「6 6 - 1 9 - 1 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)」において運転上の制限等を定める。

※7：「6 6 - 1 2 - 2 可搬型代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。

※8：「6 6 - 1 2 - 5 可搬型直流電源設備」において運転上の制限等を定める。

※9：「6 6 - 1 2 - 1 常設代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。

※10：「6 6 - 1 2 - 4 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備」において運転上の制限等を定める。

※11：「6 6 - 1 2 - 6 代替所内電気設備」において運転上の制限等を定める。

(2) 確認事項

項 目	頻 度	担 当
1. よう素フィルタの性能を確認する。	定事検停止時	原子炉GM
2. フィルタ装置の性能を確認する。	定事検停止時	原子炉GM
3. フィルタ装置のスクラバ水の水酸化ナトリウムの濃度が〇〇wt%以上であること及びpHが〇〇以上であることを確認する。	定事検停止後の 原子炉起動前 に1回	原子炉GM
4. ドレン移送ポンプの流量が9.1m ³ /h, 揚程が14.3m以上であることを確認する。	定事検停止時	原子炉GM
5. 必要な電動駆動弁, 空気駆動弁及び遠隔手動弁操作設備を用いた弁が動作可能であることを確認する。また, 動作確認後, 動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止時	当直長
6. スクラバ水pH制御装置の性能を確認する。	定事検停止時	原子炉GM
7. 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において, 格納容器圧力逃がし装置が使用可能であることを確認する。また, 系統が窒素置換されていることを系統圧力が保持されていることにより確認する。	1ヶ月に1回	当直長
8. 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において, フィルタ装置のスクラバ水位が500mm以上及び2200mm以下であることを確認する。	1ヶ月に1回	当直長
9. 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において, 遠隔空気駆動弁操作用ボンベが使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	当直長
10. 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において, スクラバ水pH制御装置が動作可能であることを確認する。また, 水酸化ナトリウム水溶液の保有量が〇〇L以上あることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル 設備管理GM

(3) 要求される措置

条 件	要求される措置	完了時間
A. 格納容器圧力逃がし装置が動作不能の場合	A 1. 当直長は、残留熱除去系 2 系列を起動し、動作可能であることを確認する ^{※12} とともに、その他の設備 ^{※13} が動作可能であることを確認する。 及び A 2. 当直長は、可燃性ガス濃度制御系 1 系列を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備 ^{※14} が動作可能であることを確認する。 及び A 3. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 ^{※15} が動作可能であることを確認する ^{※16} 。 及び A 4. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに 速やかに 3 日間 3 0 日間
B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 当直長は、高温停止にする。 及び B 2. 当直長は、冷温停止にする。	2 4 時間 3 6 時間

※ 1 2 : 運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

※ 1 3 : 残りの残留熱除去系 1 系列, 非常用ディーゼル発電機 3 台, 原子炉補機冷却水系 3 系列及び原子炉補機冷却海水系 3 系列をいい, 至近の記録等により動作可能であることを確認する。

※ 1 4 : 残りの可燃性ガス濃度制御系 1 系列をいい, 至近の記録等により動作可能であることを確認する。

※ 1 5 : 代替循環冷却系及び耐圧強化ベント系 (W/W) をいう。

※ 1 6 : 「動作可能であること」の確認は, 至近の記録等により動作可能であることを確認する。

66-5-2 耐圧強化ベント系

(1) 運転上の制限

項目	運転上の制限
耐圧強化ベント系	耐圧強化ベント系が動作可能であること※1※2

適用される原子炉の状態	設備	所要数
運 転 起 動 高温停止	遠隔空気駆動弁操作ポンベ※3	4本
	可搬型窒素供給装置	※4
	フィルタ装置水素濃度	※5
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	※5
	可搬型代替交流電源設備	※6
	可搬型直流電源設備	※7
	常設代替交流電源設備	※8
	常設代替直流電源設備	※9
	代替所内電気設備	※10

※1：必要な弁（遠隔手動弁操作設備含む）及び配管を含む。

※2：当該系統が動作不能時は、格納容器圧力逃がし装置が動作可能であることを確認し、動作可能であれば運転上の制限を満足しているとみなす。

※3：「66-5-1 格納容器圧力逃がし装置」の遠隔空気駆動弁操作ポンベを兼ねる。

※4：「66-5-3 可搬型窒素供給装置」において運転上の制限等を定める。

※5：「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」において運転上の制限等を定める。

※6：「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。

※7：「66-12-5 可搬型直流電源設備」において運転上の制限等を定める。

※8：「66-12-1 常設代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。

※9：「66-12-4 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備」において運転上の制限等を定める。

※10：「66-12-6 代替所内電気設備」において運転上の制限等を定める。

(2) 確認事項

項目	頻度	担当
1. 必要な電動駆動弁、空気駆動弁及び遠隔手動弁操作設備を用いた弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止時	当直長
2. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、耐圧強化ベント系が使用可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	当直長
3. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、遠隔空気駆動弁操作ポンベが使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	当直長

(3) 要求される措置

条 件	要求される措置	完了時間
A. 耐圧強化ベント系が動作不能の場合※11	A 1. 当直長は、残留熱除去系 2 系列を起動し、動作可能であることを確認する※12とともに、その他の設備※13が動作可能であることを確認する。	速やかに
	及び A 2. 当直長は、可燃性ガス濃度制御系 1 系列を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備※14が動作可能であることを確認する。	速やかに
	及び A 3. 当直長は、代替措置※15を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	3 日間
	及び A 4. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	10 日間
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 当直長は、高温停止にする。	24 時間
	及び B 2. 当直長は、低温停止にする。	36 時間

※11：耐圧強化ベント系が動作不能の場合でも、格納容器圧力逃がし装置が動作可能であれば運転上の制限を満足しているとみなす。

※12：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

※13：残りの残留熱除去系 1 系列，非常用ディーゼル発電機 3 台，原子炉補機冷却水系 3 系列及び原子炉補機冷却海水系 3 系列をいい，至近の記録等により動作可能であることを確認する。

※14：残りの可燃性ガス濃度制御系 1 系列をいい，至近の記録等により動作可能であることを確認する。

※15：代替品の補充等をいう。

6 6 - 5 - 3 可搬型窒素供給装置

(1) 運転上の制限

項 目	運転上の制限
可搬型窒素供給装置	可搬型窒素供給装置が動作可能であること※ ¹

適用される 原子炉の状態	設 備	所要数
運 転 起 動 高温停止	可搬型窒素供給装置	1 台

※ 1 : 必要な弁及び配管を含む。

(2) 確認事項

項 目	頻 度	担 当
1. 可搬型窒素供給装置の吐出圧力が0.5MPa, 流量が70Nm ³ /h (窒素純度99%以上※ ² にて)であることを確認する。	定事検停止時	原子炉GM
2. 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において, 可搬型窒素供給装置が動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル 設備管理GM

※ 2 : 酸素濃度1%未満であることをもって確認する。

(3) 要求される措置

条 件	要求される措置	完了時間
A. 可搬型窒素供給装置が動作不能の場合	A 1. 当直長は、残留熱除去系 2 系列を起動し、動作可能であることを確認する※ ³ とともに、その他の設備※ ⁴ が動作可能であることを確認する。 及び A 2. 当直長は、可燃性ガス濃度制御系 1 系列を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備※ ⁵ が動作可能であることを確認する。 及び A 3. 当直長は、代替措置※ ⁶ を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 及び A 4. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。	速やかに 速やかに 3 日間 10 日間
B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 当直長は、高温停止にする。 及び B 2. 当直長は、低温停止にする。	24 時間 36 時間

※3：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

※4：残りの残留熱除去系 1 系列、非常用ディーゼル発電機 3 台、原子炉補機冷却水系 3 系列及び原子炉補機冷却海水系 3 系列をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

※5：残りの可燃性ガス濃度制御系 1 系列をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

※6：代替品の補充等をいう。

66-5-4 代替原子炉補機冷却系

(1) 運転上の制限

項目	運転上の制限
代替原子炉補機冷却系	代替原子炉補機冷却系2系列 ^{※1} が動作可能であること ^{※2※3}

適用される原子炉の状態	設備	所要数
運 転 起 動 高温停止 低温停止 燃料交換	大容量送水車（熱交換器ユニット用）	1台×2 ^{※4}
	熱交換器ユニット	1式×2 ^{※4※5}
	可搬型代替交流電源設備	※6
	常設代替交流電源設備	※7
	燃料補給設備	※8

※1：1系列とは、大容量送水車（熱交換器ユニット用）1台、熱交換器ユニット1式及びホースをいう。

※2：動作可能とは、当該系統に期待されている機能を達成するための原子炉補機冷却系のA系及びB系のループ配管、残留熱除去系熱交換器、サージタンク、主要配管上の手動弁、電動弁及び接続口を含む。

なお、動作可能であるべき原子炉補機冷却系（接続口含む）は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止においては、A系及びB系の計2系列、原子炉の状態が低温停止及び燃料交換においては、A系又はB系どちらか1系列とする。

※3：原子炉補機冷却系のB系の冷却ラインは、「66-5-5 代替循環冷却系」と兼ねる。

動作不能時は、運転上の制限も確認する。

また、当該系統が動作不能時は、「第52条 残留熱除去冷却水系及び残留熱除去冷却海水系」及び「第53条 非常用ディーゼル発電設備冷却系」の運転上の制限も確認する。

※4：大容量送水車（熱交換器ユニット用）及び熱交換器ユニットは、荒浜側及び大湊側に1セットずつ分散配置されていること。

※5：代替原子炉補機冷却水ポンプを含む。

※6：「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。

※7：「66-12-1 常設代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。

※8：「66-12-7 燃料補給設備」において運転上の制限等を定める。

(2) 確認事項

項 目	頻 度	担 当
1. 熱交換器ユニット (P27-D2000, D3000, D4000) の代替原子炉補機冷却水ポンプの流量及び揚程が以下を満足していることを確認する。 ・流量が650 m ³ /h 以上で揚程が65 m以上。 ・流量が680 m ³ /h 以上で揚程が56 m以上。 ・流量が700 m ³ /h 以上で揚程が53 m以上。	2年に1回	原子炉GM
2. 熱交換器ユニット (P27-D1000, D5000) の代替原子炉補機冷却水ポンプの流量及び揚程が以下を満足していることを確認する。 ・流量が〇〇m ³ /h 以上で揚程が〇〇m以上。 ・流量が〇〇m ³ /h 以上で揚程が〇〇m以上。 ・流量が〇〇m ³ /h 以上で揚程が〇〇m以上。	2年に1回	原子炉GM
3. 大容量送水車 (熱交換器ユニット用) の流量が〇〇m ³ /h 以上で吐出圧力が〇〇MPa 以上であることを確認する。	1年に1回	原子炉GM
4. 原子炉補機冷却水系における常用冷却水供給側分離弁及び常用冷却水戻り側分離弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止時	当直長
5. 大容量送水車 (熱交換器ユニット用) が動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル設備管理GM
6. 熱交換器ユニットが動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル設備管理GM
7. 原子炉補機冷却水系における残留熱除去系熱交換器冷却水止め弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	1ヶ月に1回	当直長

(3) 要求される措置

適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間
運転起動 高温停止	A. 動作可能な代替原子炉補機冷却系が2系列未満1系列以上の場合	A 1. 当直長は、残りの代替原子炉補機冷却系が動作可能であることを確認する。 及び A 2. 当直長は、原子炉補機冷却水系1系列を起動し、動作可能であることを確認する ^{※9} とともに、その他の設備 ^{※10} が動作可能であることを確認する。 及び A 3. 当直長は、代替措置 ^{※11} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 及び A 4. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに 速やかに 10日間 30日間
	B. 動作可能な代替原子炉補機冷却系が1系列未満の場合	B 1. 当直長は、原子炉補機冷却水系1系列を起動し、動作可能であることを確認する ^{※9} とともに、その他の設備 ^{※10} が動作可能であることを確認する。 及び B 2. 当直長は、代替措置 ^{※11} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 及び B 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに 3日間 10日間

適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間
運転 起動 高温停止	C. 原子炉補機冷却水系のA系と共用する配管又は弁が動作不能の場合	C 1. 当直長は、原子炉補機冷却水系2系列を起動し、動作可能であることを確認する※ ⁹ とともに、その他の設備※ ¹² が動作可能であることを確認する。 及び C 2. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに 10日間
	D. 原子炉補機冷却水系のB系と共用する配管又は弁が動作不能の場合	D 1. 当直長は、代替循環冷却系を動作不能とみなす。 及び D 2. 当直長は、原子炉補機冷却水系2系列を起動し、動作可能であることを確認する※ ⁹ とともに、その他の設備※ ¹² が動作可能であることを確認する。 及び D 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに 速やかに 10日間
	E. 条件A, B, C又はDで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E 1. 当直長は、高温停止にする。 及び E 2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間 36時間
冷温停止 燃料交換	A. 動作可能な代替原子炉補機冷却系が2系列未満の場合	A 1. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び	速やかに
	又は 原子炉補機冷却水系と共用する配管又は弁が動作不能の場合	A 2. 当直長は、代替措置※ ¹¹ を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに

※9：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

※10：残りの原子炉補機冷却水系2系列，原子炉補機冷却海水系3系列及び非常用ディーゼル発電機3台をいい，至近の記録等により動作可能であることを確認する。

※11：代替品の補充等。

※12：原子炉補機冷却水系に接続する原子炉補機冷却海水系2系列及び非常用ディーゼル発電機2台をいい，至近の記録等により動作可能であることを確認する。

66-5-5 代替循環冷却系

(1) 運転上の制限

項目	運転上の制限
代替循環冷却系	代替循環冷却系が動作可能であること※1

適用される原子炉の状態	設備	所要数
運転 起動 高温停止	復水移送ポンプ※2	2台
	サプレッション・チェンバ	※3
	可搬型代替交流電源設備	※4
	常設代替交流電源設備	※5
	代替原子炉補機冷却系	※6
	代替所内電気設備	※7
	燃料補給設備	※8

※1：必要な弁及び配管を含む。

※2：復水移送ポンプは、「66-4-1 低圧代替注水系（常設）」、「66-5-5 代替循環冷却系」、「66-6-1 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）」及び「66-7-1 格納容器下部注水系（常設）」の設備を兼ねる。動作不能時は、各条文の運転上の制限も確認する。

※3：「第46条 サプレッションプールの水位」において運転上の制限等を定める。

※4：「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。

※5：「66-12-1 常設代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。

※6：「66-5-4 代替原子炉補機冷却系」において運転上の制限等を定める。

※7：「66-12-6 代替所内電気設備」において運転上の制限等を定める。

※8：「66-12-7 燃料補給設備」において運転上の制限等を定める。

(2) 確認事項

項目	頻度	担当
1. 復水移送ポンプ1台運転にて揚程が〇〇m以上、流量が〇〇m ³ /h以上であることを確認することで、復水移送ポンプ2台で流量が〇〇m ³ /h以上確保可能であることを確認する。	定事検停止時	原子炉GM
2. 残留熱除去系高压炉心注水系第一止め弁及び残留熱除去系高压炉心注水系第二止め弁、下部ドライウェル注水ライン隔離弁及び下部ドライウェル注水流量調節弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止時	当直長
3. 復水補給水系におけるタービン建屋負荷遮断弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止時	当直長
4. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、復水移送ポンプ2台が動作可能であることを確認する* ⁹ 。	1ヶ月に1回	当直長
5. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、低压注水系A系及びB系における注入隔離弁及び洗浄水弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	1ヶ月に1回	当直長
6. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、格納容器スプレイ冷却系B系における洗浄水弁、格納容器冷却ライン隔離弁、格納容器冷却流量調節弁及び圧力抑制室スプレイ注入隔離弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	1ヶ月に1回	当直長

※9：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

(3) 要求される措置

条件	要求される措置	完了時間
A. 代替循環冷却系が動作不能の場合	A 1. 当直長は、格納容器スプレイ冷却系1系列を起動し、動作可能であることを確認する* ¹⁰ とともに、その他の設備* ¹¹ が動作可能であることを確認する。	速やかに
	及び A 2. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	3日間
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 当直長は、高温停止にする。	24時間
	及び B 2. 当直長は、冷温停止にする。	36時間

※10：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

※11：起動した格納容器スプレイ冷却系に関連する非常用ディーゼル発電機1台、原子炉補機冷却水系1系列及び原子炉補機冷却海水系1系列をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

66-5-6 格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視

(1) 運転上の制限

項 目	運転上の制限
格納容器内の水素濃度及び 酸素濃度の監視	格納容器内水素濃度及び酸素濃度監視設備が動作可能であること

適用される 原子炉の状態	設 備	所要数
運 転 起 動 高温停止	格納容器内水素濃度	※1
	格納容器内水素濃度 (S A)	※1
	格納容器内酸素濃度	※1

※1:「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」において運転上の制限等を定める。なお、格納容器内酸素濃度は、「第48条 格納容器内の酸素濃度」と兼ねる。動作不能時は、運転上の制限も確認する。

表 6 6 - 6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

6 6 - 6 - 1 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）

(1) 運転上の制限

項 目	運転上の制限
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）が動作可能であること※1※2

適用される原子炉の状態	設 備	所要数
運 転 起 動 高温停止	復水移送ポンプ※3	2 台
	復水貯蔵槽	※ 4
	常設代替交流電源設備	※ 5
	可搬型代替交流電源設備	※ 6
	代替所内電気設備	※ 7

※ 1 : 必要な弁及び配管を含む。

※ 2 : 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）のスプレイラインは、「6 6 - 6 - 1 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）」、「6 6 - 6 - 2 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）」、「6 6 - 5 - 5 代替循環冷却系」、「第 3 9 条 非常用炉心冷却系その 1」の設備を兼ねる。動作不能時は、各条文の運転上の制限も確認する。

※ 3 : 復水移送ポンプは、「6 6 - 4 - 1 低圧代替注水系（常設）」、「6 6 - 5 - 5 代替循環冷却系」、「6 6 - 6 - 1 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）」及び「6 6 - 7 - 1 格納容器下部注水系（常設）」の設備を兼ねる。動作不能時は、各条文の運転上の制限も確認する。

※ 4 : 「6 6 - 1 1 - 1 重大事故等収束のための水源」において運転上の制限等を定める。

※ 5 : 「6 6 - 1 2 - 1 常設代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。

※ 6 : 「6 6 - 1 2 - 2 可搬型代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。

※ 7 : 「6 6 - 1 2 - 6 代替所内電気設備」において運転上の制限等を定める。

(2) 確認事項

項目	頻度	担当
1. 復水移送ポンプ1台運転にて揚程が〇〇m以上、流量が〇〇m ³ /h以上であることを確認することで、復水移送ポンプ2台で流量が〇〇m ³ /h以上確保可能であることを確認する。	定事検停止時	原子炉GM
2. 復水補給水系におけるタービン建屋負荷遮断弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止時	当直長
3. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止において、復水移送ポンプ2台が動作可能であることを確認する※8。	1ヶ月に1回	当直長
4. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止において、格納容器スプレイ冷却系B系における洗浄水弁、格納容器冷却ライン隔離弁、格納容器冷却流量調節弁及び圧力抑制室スプレイ注入隔離弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	1ヶ月に1回	当直長

※8：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

(3) 要求される措置

条件	要求される措置	完了時間
A. 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）が動作不能の場合	A 1. 当直長は、格納容器スプレイ冷却系1系列を起動し、動作可能であることを確認する※9とともに、その他設備※10が動作可能であることを確認する。 及び A 2. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに 3日間
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 当直長は、高温停止にする。 及び B 2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間 36時間

※9：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

※10：起動した格納容器スプレイ冷却系に接続する非常用ディーゼル発電機1台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

6 6 - 6 - 2 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）

(1) 運転上の制限

項 目	運転上の制限
代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）が動作可能であること※1※2

適用される原子炉の状態	設 備	所要数
運 転 起 動 高温停止	可搬型代替注水ポンプ（A-2級）	※3
	燃料補給設備	※4
	常設代替交流電源設備	※5
	可搬型代替交流電源設備	※6
	代替所内電気設備	※7

※1：動作可能とは、当該系統に期待されている機能を達成するための系統構成（接続口及び遠隔手動弁操作設備を含む）ができることをいう。

※2：代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）のスプレイラインは、「6 6 - 6 - 1 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）」、「6 6 - 6 - 2 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）」、「6 6 - 5 - 5 代替循環冷却系」、「第39条 非常用炉心冷却系その1」の設備を兼ねる。動作不能時は、各条文の運転上の制限も確認する。

※3：「6 6 - 1 9 - 1 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）」において運転上の制限等を定める。

※4：「6 6 - 1 2 - 7 燃料補給設備」において運転上の制限等を定める。

※5：「6 6 - 1 2 - 1 常設代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。

※6：「6 6 - 1 2 - 2 可搬型代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。

※7：「6 6 - 1 2 - 6 代替所内電気設備」において運転上の制限等を定める。

(2) 確認事項

項 目	頻 度	担 当
(項目なし)	—	—

(3) 要求される措置

条 件	要求される措置	完了時間
A. 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）が動作不能の場合	A 1. 当直長は、格納容器スプレイ冷却系 1 系列を起動し、動作可能であることを確認する※ ⁸ とともに、その他設備※ ⁹ が動作可能であることを確認する。 及び A 2. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備※ ¹⁰ が動作可能であることを確認する。 及び A 3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。	速やかに 3 日間 3 0 日間
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 当直長は、高温停止にする。 及び B 2. 当直長は、低温停止にする。	2 4 時間 3 6 時間

※ 8 : 運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

※ 9 : 起動した格納容器スプレイ冷却系に接続する非常用ディーゼル発電機をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

※ 1 0 : 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）をいう。

表 6 6 - 7 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備

6 6 - 7 - 1 格納容器下部注水系（常設）

(1) 運転上の制限

項 目	運転上の制限
格納容器下部注水系（常設）	格納容器下部注水系（常設）が動作可能であること※1※2

適用される 原子炉の状態	設 備	所要数
運 転 起 動 高温停止	復水移送ポンプ※3	1 台
	復水貯蔵槽	※ 4
	可搬型代替交流電源設備	※ 5
	常設代替交流電源設備	※ 6
	代替所内電気設備	※ 7

※ 1 : 必要な弁及び配管を含む。

※ 2 : 格納容器下部注水系（常設）の注水ラインは、「6 6 - 7 - 1 格納容器下部注水系（常設）」、「6 6 - 7 - 2 格納容器下部注水系（可搬型）」及び「6 6 - 5 - 5 代替循環冷却系」の設備を兼ねる。動作不能時は、各条文の運転上の制限も確認する。

※ 3 : 復水移送ポンプは、「6 6 - 4 - 1 低圧代替注水系（常設）」、「6 6 - 5 - 5 代替循環冷却系」、「6 6 - 6 - 1 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）」及び「6 6 - 7 - 1 格納容器下部注水系（常設）」の設備を兼ねる。動作不能時は、各条文の運転上の制限も確認する。

※ 4 : 「6 6 - 1 1 - 1 重大事故等収束のための水源」において運転上の制限等を定める。

※ 5 : 「6 6 - 1 2 - 2 可搬型代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。

※ 6 : 「6 6 - 1 2 - 1 常設代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。

※ 7 : 「6 6 - 1 2 - 6 代替所内電気設備」において運転上の制限等を定める。

(2) 確認事項

項目	頻度	担当
1. 復水移送ポンプ1台運転にて揚程が〇〇m以上、流量が〇〇m ³ /h以上であることを確認する。	定事検停止時	原子炉GM
2. 復水補給水系における下部ドライウェル注水流量調節弁及び下部ドライウェル注水ライン隔離弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止時	当直長
3. 復水補給水系におけるタービン建屋負荷遮断弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止時	当直長
4. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、復水移送ポンプ1台が動作可能であることを確認する※ ⁸ 。	1ヶ月に1回	当直長

※8：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

(3) 要求される措置

条 件	要求される措置	完了時間
A. 格納容器下部注水系（常設）が動作不能の場合	A 1. 当直長は、低圧注水系 1 系列を起動し、動作可能であることを確認する※ ⁹ とともに、その他設備※ ¹⁰ が動作可能であることを確認する。	速やかに
	及び A 2. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備※ ¹¹ が動作可能であることを確認する。	3 日間
	及び A 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	3 0 日間
B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 当直長は、高温停止にする。	2 4 時間
	及び B 2. 当直長は、冷温停止にする。	3 6 時間

※⁹：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

※¹⁰：残りの低圧注水系 2 系列及び非常用ディーゼル発電機 3 台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

※¹¹：格納容器下部注水系（可搬型）をいい、当該系統に要求される準備時間を満足させるために可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を設置する等の補完措置が完了していることを含む。

66-7-2 格納容器下部注水系（可搬型）

(1) 運転上の制限

項目	運転上の制限
格納容器下部注水系（可搬型）	格納容器下部注水系（可搬型）が動作可能であること※1※2

適用される 原子炉の状態	設備	所要数
運 転 起 動 高温停止	可搬型代替注水ポンプ（A-2級）	※3
	燃料補給設備	※4
	可搬型代替交流電源設備	※5
	常設代替交流電源設備	※6
	代替所内電気設備	※7

※1：動作可能とは、当該系統に期待されている機能を達成するための系統構成（接続口及び遠隔手動弁操作設備を含む）ができることをいう。

※2：格納容器下部注水系（可搬型）の注水ラインは、「66-7-1 格納容器下部注水系（常設）」、「66-7-2 格納容器下部注水系（可搬型）」、「66-5-5 代替循環冷却系」の設備を兼ねる。動作不能時は、各条文の運転上の制限も確認する。

※3：「66-19-1 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）」において運転上の制限等を定める。

※4：「66-12-7 燃料補給設備」において運転上の制限等を定める。

※5：「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。

※6：「66-12-1 常設代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。

※7：「66-12-6 代替所内電気設備」において運転上の制限等を定める。

(2) 確認事項

項目	頻度	担当
(項目なし)	—	—

(3) 要求される措置

条 件	要求される措置	完了時間
A. 格納容器下部注水系（可搬型）が動作不能の場合	A 1. 当直長は、低圧注水系 1 系列を起動し、動作可能であることを確認する※ ⁸ とともに、その他設備※ ⁹ が動作可能であることを確認する。 及び A 2. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備※ ¹⁰ が動作可能であることを確認する。 及び A 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに 3 日間 3 0 日間
B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 当直長は、高温停止にする。 及び B 2. 当直長は、冷温停止にする。	2 4 時間 3 6 時間

※ 8 : 運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

※ 9 : 残りの低圧注水系 2 系列及び非常用ディーゼル発電機 3 台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

※ 1 0 : 格納容器下部注水系（常設）をいう。

表 6 6 - 8 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

6 6 - 8 - 1 静的触媒式水素再結合器

(1) 運転上の制限

項目	運転上の制限
静的触媒式水素再結合器	静的触媒式水素再結合器の所要数が動作可能であること

適用される原子炉の状態	設備	所要数
運転 起動 高温停止 冷温停止 燃料交換 ^{※1}	静的触媒式水素再結合器	5 6 個
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	※ 2

※ 1 : 原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。

(1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合

(2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合

※ 2 : 「6 6 - 1 3 - 1 主要パラメータ及び代替パラメータ」において運転上の制限等を定める。

(2) 確認事項

項目	頻度	担当
1. 静的触媒式水素再結合器が動作可能であることを確認する。	定事検停止時	原子炉GM
2. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換 ^{※3} において、所要数の静的触媒式水素再結合器が動作可能であることを外観点検により確認する。	1 ヶ月に 1 回	当直長

※ 3 : 原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。

(1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合

(2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合

(3) 要求される措置

適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間
運転起動 高温停止	A. 動作可能な静的触媒式水素再結合器が所要数を満足していない場合	A 1. 当直長は、低圧注水系 2 系列を起動し、動作可能であることを確認する※ ⁴ とともに、その他設備※ ⁵ が動作可能であることを確認する。 及び A 2. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。	速やかに 3日間
	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 当直長は、高温停止にする。 及び B 2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間 36時間
冷温停止 燃料交換※ ⁶	A. 動作可能な静的触媒式水素再結合器が所要数を満足していない場合	A 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A 2. 当直長は、第 40 条で要求される非常用炉心冷却系 1 系列を起動し、動作可能であることを確認する※ ⁴ とともに、残りの非常用炉心冷却系が動作可能であることを確認する※ ⁷ 。 及び A 3. 当直長は使用済燃料プール水位がオーバーフロー水位付近であること及び水温が 65℃以下であることを確認する。	速やかに 速やかに 速やかに

※4：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

※5：残りの低圧注水系 1 系列をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

※6：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。

- (1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合
- (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合

※7：「動作可能であること」の確認は、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

66-8-2 原子炉建屋内の水素濃度監視

(1) 運転上の制限

項目	運転上の制限
原子炉建屋内の水素濃度監視	原子炉建屋内水素濃度監視設備が動作可能であること

適用される原子炉の状態	設備	動作可能であるべきチャンネル数
運転 起動 高温停止 冷温停止 燃料交換 ^{※1}	原子炉建屋水素濃度	8

(2) 確認事項

項目	頻度	担当
1. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換 ^{※1} において、動作不能でないことを指示により確認する。	1ヶ月に1回	当直長
2. チャンネル校正を実施する。	定事検停止時	計測制御GM

※1：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。

- (1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合
- (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合

(3) 要求される措置

適用される 原子炉の状態	条 件	要求される措置	完了時間
運 転 起 動 高温停止	A. 動作可能な原子炉建屋 内水素濃度監視設備 がチャンネル数を満 足していない場合	A 1. 1. 当直長は、他チャンネルの原子炉建 屋内水素濃度監視装置が動作可能で あることを確認する。 又は A 1. 2. 当直長は、静的触媒式水素再結合器 動作監視装置が動作可能であること を確認する。 及び A 2. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に 復旧する。	速やかに 速やかに 30日間
	B. 原子炉建屋燃料取替床 の原子炉建屋内水素 濃度監視設備3チャ ンネル動作不能の場 合 又は 原子炉建屋内水素濃 度監視設備がすべて 動作不能の場合	B 1. 当直長は格納容器内水素濃度監視装置が 動作可能であることを確認する。 及び B 2. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に 復旧する。	速やかに 3日間
	C. 条件A又はBの措置を 完了時間内に達成で きない場合	C 1. 当直長は、高温停止にする。 及び C 2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間 36時間
冷温停止 燃料交換 ^{※2}	A. 動作可能な原子炉建屋 内水素濃度監視設備 がチャンネル数を満 足していない場合	A 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に 復旧する措置を開始する。	速やかに

※2：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。

- (1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合
- (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合

表 6 6 - 9 使用済燃料プールの冷却等のための設備

6 6 - 9 - 1 燃料プール代替注水系

(1) 運転上の制限

項 目	運転上の制限
燃料プール代替注水系	可搬型スプレイヘッド及び常設スプレイヘッドを使用した燃料プール代替注水系が動作可能であること※1

適用される 原子炉の状態	設 備	所要数
使用済燃料プールに照射された燃料を 貯蔵している期間	可搬型スプレイヘッド	1 個
	常設スプレイヘッド	1 個
	可搬型代替注水ポンプ (A-1 級)	1 台
	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	※2
	燃料補給設備	※3

※1：動作可能とは、当該系統に期待されている機能を達成するための可搬型スプレイヘッド及び常設スプレイヘッドまでの配管、サイフォンブレイク孔、系統構成に必要な手動弁及び接続口を含む。

※2：「6 6 - 1 9 - 1 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)」において運転上の制限等を定める。

※3：「6 6 - 1 2 - 7 燃料補給設備」において運転上の制限等を定める。

(2) 確認事項

項 目	頻 度	担 当
1. 可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) 及び可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) を起動し、可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) の流量が $147 \text{ m}^3/\text{h}$ 以上で、吐出圧力が $1.7 \text{ MPa}[\text{gage}]$ 以上であることを確認する。	1 年に 1 回	タービン GM
2. 可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) 及び可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) を起動し、可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) が動作可能であることを確認する。	3 ヶ月に 1 回	モバイル 設備管理 GM
3. 可搬型スプレイヘッドが使用可能であることを外観点検により確認する。	3 ヶ月に 1 回	発電 GM
4. 常設スプレイヘッドが使用可能であることを外観点検により確認する。	1 ヶ月に 1 回	当直長

(3) 要求される措置

条 件	要求される措置	完了時間
A. 常設スプレイヘッドが動作不能の場合	A 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A 2. 当直長は、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあること及び水温が6.5℃以下であることを確認する。 及び A 3. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 ^{※4} が動作可能であることを管理的手段により確認する。	速やかに 速やかに 速やかに
B. 可搬型スプレイヘッドが動作不能の場合	B 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び B 2. 当直長は、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあること及び水温が6.5℃以下であることを確認する。 及び B 3. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 ^{※5} が動作可能であることを管理的手段により確認する。	速やかに 速やかに 速やかに
C. 動作可能な可搬型代替注水ポンプ（A-1級）が所要数を満足していない場合	C 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び C 2. 当直長は、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあること及び水温が6.5℃以下であることを確認する。 及び C 3. 当直長は、代替措置 ^{※6} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに 速やかに 速やかに
D. 可搬型スプレイヘッド及び常設スプレイヘッドが動作不能の場合 又は 燃料プール代替注水系が動作不能の場合	D 1. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び D 2. 当直長は、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあること及び水温が6.5℃以下であることを確認する。 及び D 3. 当直長は、使用済燃料プールの水位を維持するための注水手段 ^{※7} が確保されていることを確認する。	速やかに 速やかに 速やかに

※4：可搬型スプレイヘッドをいう。

※5：常設スプレイヘッドをいう。

※6：代替品の補充等をいう。

※7：消火系による注水をいう。

66-9-2 使用済燃料プールの除熱

(1) 運転上の制限

項目	運転上の制限
使用済燃料プールの除熱	燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱 ^{※1} が動作可能であること ^{※2}

適用される原子炉の状態	設備	所要数
使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	燃料プール冷却浄化系ポンプ	1台
	燃料プール冷却浄化系熱交換器	1基
	代替原子炉補機冷却系	※3
	常設代替交流電源設備	※4
	可搬型代替交流電源設備	※5

※1：燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱とは、ろ過脱塩器バイパス運転による除熱をいう。

※2：必要な弁、配管及びスキマサージタンクを含む。

※3：「66-5-4 代替原子炉補機冷却系」において運転上の制限等を定める。

※4：「66-12-1 常設代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。

※5：「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。

(2) 確認事項

項目	頻度	担当
1. 燃料プール冷却浄化系ポンプの流量が $○○\text{m}^3/\text{h}$ 以上で、揚程が $○○\text{m}$ 以上であることを確認する。	1年に1回	原子炉GM
2. FPCろ過脱塩器第一入口弁、FPCろ過脱塩器第二入口弁、FPCろ過脱塩器出口弁及びFPCろ過脱塩器バイパス弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	1年に1回	当直長
3. 燃料プール冷却浄化系ポンプが起動すること ^{※6} を確認する。	1ヶ月に1回	当直長

※6：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

(3) 要求される措置

条 件	要求される措置	完了時間
A. 燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱が動作不能の場合	A 1. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。	速やかに
	及び A 2. 当直長は、使用済燃料プールの温度上昇評価を実施する。	速やかに
	及び A 3. 当直長は、代替措置 ^{※7} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに

※7：燃料プール代替注水系による使用済燃料プールの注水，及び残留熱除去系による使用済燃料プールの除熱が要求される措置A 2の評価時間内に実施可能であることを確認する。燃料プール代替注水系については，ホースの事前接続等の補完措置を含む。残留熱除去系については管理的手段により確認する。

66-9-3 使用済燃料プール監視設備

(1) 運転上の制限

項目	運転上の制限
使用済燃料プール監視設備	使用済燃料プール監視設備が動作可能であること

適用される原子炉の状態	要素	動作可能であるべきチャンネル数
使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A広域)	1
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A)	1
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1※2
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ※1	1
	常設代替交流電源設備	※3
	可搬型代替交流電源設備	※4
	所内蓄電式直流電源設備	※5
	可搬型直流電源設備	※6

※1：使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む。

※2：1チャンネルとは、高レンジ及び低レンジの両方をいう。

※3：「66-12-1 常設代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。

※4：「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。

※5：「66-12-4 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備」において運転上の制限等を定める。

※6：「66-12-5 可搬型直流電源設備」において運転上の制限等を定める。

(2) 確認事項

要素	項目	頻度	担当
1. 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域)	チャンネル校正を実施する。	定事検停止時	計測制御GM
	使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間において、動作不能でないことを指示により確認する。	1ヶ月に1回	当直長
2. 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	チャンネル校正を実施する。	定事検停止時	計測制御GM
	使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間において、動作不能でないことを指示により確認する。	1ヶ月に1回	当直長
3. 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	チャンネル校正を実施する。	定事検停止時	計測制御GM
	使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間において、動作不能でないことを指示により確認する。	1ヶ月に1回	当直長
4. 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	機能を確認する。	定事検停止時	計測制御GM
	使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間において、動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	計測制御GM

(3) 要求される措置

条件	要求される措置	完了時間
A. 1つ以上の要素が監視不能の場合	A 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。	速やかに
	及び A 2. 当直長は、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあること及び水温が65℃以下であることを確認する。	速やかに
	及び A 3. 当直長は、残りの要素が監視可能であることを確認する。	速やかに

表 6 6 - 1 0 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備

6 6 - 1 0 - 1 大気への放射性物質の拡散抑制，航空機燃料火災への泡消火

(1) 運転上の制限

項 目	運転上の制限
原子炉建屋放水設備	原子炉建屋放水設備が動作可能であること※ ¹

適用される 原子炉の状態	設 備	所要数
運 転 起 動 高温停止 低温停止 燃料交換	大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）	1 台
	放水砲	1 台
	泡原液混合装置	1 台
	泡原液搬送車	1 台
	燃料補給設備	※ ²

※¹：必要なホースを含む。

※²：「6 6 - 1 2 - 7 燃料補給設備」において運転上の制限等を定める。

(2) 確認事項

項 目	頻 度	担 当
1. 大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）を起動し，吐出圧力〇〇MPa[gage]以上，流量が〇〇m ³ /h以上であることを確認する。	1 年に 1 回	タービンGM
2. 大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）を起動し，動作可能であることを確認する。	3 ヶ月に 1 回	モバイル 設備管理GM
3. 放水砲が使用可能であることを確認する。	3 ヶ月に 1 回	モバイル 設備管理GM
4. 泡原液混合装置が使用可能であることを確認する。	3 ヶ月に 1 回	モバイル 設備管理GM
5. 泡原液搬送車が使用可能であること及び泡消火薬剤の備蓄量が 6 4 6 L 以上あることを確認する。	3 ヶ月に 1 回	モバイル 設備管理GM

(3) 要求される措置

適用される 原子炉 の 状 態	条 件	要求される措置	完了時間
運 転 起 動 高温停止	A. 原子炉建屋放水設備 が動作不能の場合	A 1. 当直長は、残留熱除去系 1 系列を起動し、動作 可能であることを確認する ^{※3} とともに、その 他の設備 ^{※4} が動作可能であることを確認す る。 及び A 2. 当直長は、使用済燃料プールの水位がオーバ ーフロー水位付近にあること及び水温が 6 5℃ 以下であることを確認する。 及び A 3. 当直長は、代替措置 ^{※5} を検討し、原子炉主任 技術者の確認を得て実施する。 及び A 4. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧す る。	速やかに 3 日間 1 0 日間
	B. 条件Aで要求される 措置を完了時間内 に達成できない場 合	B 1. 当直長は、高温停止にする。 及び B 2. 当直長は、冷温停止にする。	2 4 時間 3 6 時間
冷温停止 燃料交換	A. 原子炉建屋放水設備 が動作不能の場合	A 1. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧す る措置を開始する。 及び A 2. 当直長は、使用済燃料プールの水位がオーバ ーフロー水位付近にあること及び水温が 6 5℃ 以下であることを確認する。 及び A 3. 当直長は、代替措置 ^{※5} を検討し、原子炉主任 技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに 速やかに 速やかに

※ 3 : 運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

※ 4 : 残りの残留熱除去系 2 系列をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

※ 5 : 代替品の補充等をいう。

66-10-2 海洋への放射性物質の拡散抑制

(1) 運転上の制限

項目	運転上の制限
海洋拡散抑制設備	所要数が使用可能であること

適用される原子炉の状態	設備	所要数
運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換	小型船舶（汚濁防止膜設置用）	1 台
	放水口側汚濁防止膜 ^{※1}	1 4 本
	取水口側汚濁防止膜 ^{※2}	2 4 本
	放射性物質吸着材	4 0 8 0 k g ^{※3}

※1：北放水口側（高さ6m×幅20m）

※2：5号炉，6号炉及び7号炉取水口側（高さ8m×幅20m）

※3：6号及び7号炉雨水排水路集水柵用（1020kg×2），5号雨水排水路集水柵用（510kg）
並びにフラップゲート入口用（510kg×3）

(2) 確認事項

項目	頻 度	担 当
1. 汚濁防止膜について，所要数が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル 設備管理GM
2. 小型船舶（汚濁防止膜設置用）について，所要数が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル 設備管理GM
3. 放射性物質吸着材について，所要数が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル 設備管理GM

(3) 要求される措置

適用される 原子炉 の状態	条 件	要求される措置	完了時間
運 転 起 動 高温停止	A. 海洋拡散抑制設備が所要数を満足していない場合	A 1. 当直長は、残留熱除去系 1 系列を起動し、動作可能であることを確認する※ ⁴ とともに、その他の設備※ ⁵ が動作可能であることを確認する。 及び A 2. 当直長は、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあること及び水温が 65℃以下であることを確認する。 及び A 3. 当直長は、代替措置※ ⁶ を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 及び A 4. 当直長は、当該設備を使用可能な状態に復旧する。	速やかに 速やかに 3 日間 10 日間
	B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 当直長は、高温停止にする。 及び B 2. 当直長は、冷温停止にする。	24 時間 36 時間
冷温停止 燃料交換	A. 海洋拡散抑制設備が所要数を満足していない場合	A 1. 当直長は、当該設備を使用可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A 2. 当直長は、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあること及び水温が 65℃以下であることを確認する。 及び A 3. 当直長は、代替措置※ ⁶ を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに 速やかに 速やかに

※4：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

※5：残りの残留熱除去系 2 系列をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

※6：代替品の補充等をいう。

表 6 6 - 1 1 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

6 6 - 1 1 - 1 重大事故等収束のための水源

(1) 運転上の制限

項 目	運転上の制限
重大事故等収束のための水源	復水貯蔵槽の水量が所要値以上であること※ ¹

適用される 原子炉の状態	設 備	所要値
運 転 起 動 高温停止	復水貯蔵槽	1 2 . 7 m
冷温停止 燃料交換※ ²	復水貯蔵槽	4 . 4 m

(2) 確認事項

項 目	頻 度	担 当
1. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換※ ² において、復水貯蔵槽の水位を確認する。	2 4 時間に 1 回	当直長

※ 1 : 原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系の確認運転開始から確認運転終了後 2 4 時間までを除く。

※ 2 : 原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。

(1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合

(2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合

(3) 要求される措置

適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間
運転起動 高温停止	A. 復水貯蔵槽の水量が所要値を満足していない場合	A 1. 当直長は、サプレッション・チェンバ水位が規定値以上であることを確認する。 及び A 2. 当直長は、サプレッションプールを水源とした非常用炉心冷却系 2 系列を起動し、動作可能であることを確認する ^{※3} 。 及び A 3. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 ^{※4} が動作可能であることを確認する。 及び A 4. 当直長は、当該設備の水量を復旧する。	速やかに 速やかに 3 日間 30 日間
	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 当直長は、高温停止にする。 及び B 2. 当直長は、冷温停止にする。	24 時間 36 時間
冷温停止 燃料交換 ^{※5}	A. 復水貯蔵槽の水量が所要値を満足していない場合	A 1. 当直長は、当該設備の水量を復旧する措置を開始する。 及び A 2. 当直長は、第 40 条で要求されるサプレッションプールを水源とした非常用炉心冷却系について 1 系列を起動し、動作可能であることを確認する ^{※3} とともに、残りの非常用炉心冷却系が動作可能であることを確認する ^{※6} 。 及び A 3. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 ^{※4} が動作可能であることを確認する。	速やかに 速やかに 速やかに

※ 3 : 運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

※ 4 : 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) を用いた復水貯蔵槽への移送手段をいい、速やかに復水貯蔵槽へ補給できる体制を整えるため、可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) を設置する等の補完措置が完了していることを含む。

※ 5 : 原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。

(1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合

(2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合

※ 6 : 「動作可能であること」の確認は、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

66-11-2 復水貯蔵槽への移送設備

(1) 運転上の制限

項目	運転上の制限
復水貯蔵槽への移送設備	淡水貯水池, 防火水槽及び海から復水貯蔵槽へ水を移送するための設備が動作可能であること※ ¹

適用される原子炉の状態	設備	所要数
運転 起動 高温停止 冷温停止 燃料交換※ ²	可搬型代替注水ポンプ (A-2級)	※3
	大容量送水車 (海水取水用)	※4
	復水貯蔵槽	※5
	燃料補給設備	※6

※1：動作可能とは、当該系統に期待されている機能を達成するための系統構成（接続口を含む）ができることをいう。

※2：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。

(1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合

(2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合

※3：「66-19-1 可搬型代替注水ポンプ (A-2級)」において運転上の制限等を定める。

※4：「66-11-3 海水移送設備」において運転上の制限等を定める。

※5：「66-11-1 重大事故等収束のための水源」において運転上の制限等を定める。

※6：「66-12-7 燃料補給設備」において運転上の制限等を定める。

(2) 確認事項

項目	頻度	担当
(項目なし)	—	—

(3) 要求される措置

適用される 原子炉 の 状 態	条 件	要求される措置	完了時間
運 転 起 動 高温停止	A. 復水貯蔵槽への移送 設備が動作不能の場 合	A 1. 当直長は、復水貯蔵槽水位が66-1 1-1の所要水位以上であることを 確認する。 及び A 2. 当直長は、代替措置※ ⁷ を検討し、原子 炉主任技術者の確認を得て実施する。 及び A 3. 当直長は、当該設備を動作可能な状態 に復旧する。	速やかに 3日間 10日間
	B. 条件Aで要求される措 置を完了時間内に達 成できない場合	B 1. 当直長は、高温停止にする。 及び B 2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間 36時間
冷温停止 燃料交換※ ⁸	A. 復水貯蔵槽への移送 設備が動作不能の場 合	A 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に 復旧する措置を開始する。 及び A 2. 当直長は、復水貯蔵槽水位が5.5m 以上となるように 補給する又は5. 5m以上であることを確認する。 及び A 3. 当直長は、代替措置※ ⁷ を検討し、原子 炉主任技術者の確認を得て実施する 措置を開始する。	速やかに 速やかに 速やかに

※7：代替品の補充等をいう。

※8：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。

- (1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合
- (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合

66-11-3 海水移送設備

(1) 運転上の制限

項目	運転上の制限
海水移送設備	海水移送設備2系列 ^{※1} が動作可能であること

適用される原子炉の状態	設備	所要数
運転 起動 高温停止 低温停止 燃料交換	大容量送水車（海水取水用）	1台×2 ^{※2}
	燃料補給設備	※3

※1：1系列とは、大容量送水車（海水取水用）1台及び必要なホースをいう。

※2：大容量送水車（海水取水用）は、荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所に分散配置されていること。

※3：「66-12-7 燃料補給設備」において運転上の制限等を定める。

(2) 確認事項

項目	頻度	担当
1. 大容量送水車（海水取水用）を起動し、流量が〇〇m ³ /h以上で、吐出圧力が〇〇MPa[gage]以上であることを確認する。	1年に1回	原子炉GM
2. 大容量送水車（海水取水用）を起動し、動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル 設備管理GM

(3) 要求される措置

適用される 原子炉 の状態	条件	要求される措置	完了時間
運 転 起 動 高温停止	A. 動作可能な海水移送設備が2系列未満1系列以上の場合	A1. 当直長は、残りの海水移送設備が動作可能であることを確認する。 及び A2. 当直長は、サプレッション・チェンバ水位が第46条を満足していることを確認する。 及び A3. 当直長は、復水貯蔵槽水位が66-11-1の所要水位 以上であることを確認する。 及び A4. 当直長は、代替措置※ ⁴ を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 及び A5. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに 速やかに 速やかに 10日間 30日間
	B. 動作可能な海水移送設備が1系列未満の場合	B1. 当直長は、サプレッション・チェンバ水位が第46条を満足していることを確認する。 及び B2. 当直長は、復水貯蔵槽水位が66-11-1の所要水位 以上であることを確認する。 及び B3. 当直長は、代替措置※ ⁴ を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 及び B4. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに 速やかに 3日間 10日間
	C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 当直長は、高温停止にする。 及び C2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間 36時間

適用される 原子炉 の状態	条 件	要求される措置	完了時間
冷温停止 燃料交換	A. 動作可能な海水移送 設備が2系列未満の 場合	A 1. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に 復旧する措置を開始する。 及び A 2. 当直長は、復水貯蔵槽水位が5.5m 以上となるように 補給する又は5. 5m以上であることを確認する。 及び A 3. 当直長は、代替措置※ ⁴ を検討し、原 子炉主任技術者の確認を得て実施す る措置を開始する。	速やかに 速やかに 速やかに

※4：代替品の補充又は淡水貯水池からの移送が可能であることの確認等をいう。

表 6 6 - 1 2 電源設備

6 6 - 1 2 - 1 常設代替交流電源設備

(1) 運転上の制限

項目	運転上の制限
常設代替交流電源設備	常設代替交流電源設備による電源系が動作可能であること※ ¹

適用される原子炉の状態	設備	所要数
運 転 起 動 高温停止 低温停止 燃料交換	第一ガスタービン発電機	1 台
	第一ガスタービン発電機用燃料タンク	1 基
	第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	1 台
	タンクローリ (1 6 k L)	※ 2
	軽油タンク	※ 2

※ 1 : 燃料移送系の必要な弁及び配管を含む。

※ 2 : 「6 6 - 1 2 - 7 燃料補給設備」において運転上の制限等を定める。

(2) 確認事項

項目	頻 度	担 当
1. 第一ガスタービン発電機を起動し、運転状態（電圧等）に異常のないことを確認する。	定事検停止時	電気機器GM
2. 第一ガスタービン発電機を起動し、動作可能であることを確認する。	1 ヶ月に 1 回	当直長
3. 第一ガスタービン発電機用燃料タンクの油量が 2 0 k L 以上であることを確認する。ただし、第一ガスタービン発電機の運転中及び運転終了後 1 2 時間を除く。	1 ヶ月に 1 回	当直長
4. 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプを起動し、動作可能であることを確認する。	1 ヶ月に 1 回	当直長

(3) 要求される措置

適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間
運転 起動 高温停止	A. 常設代替交流電源設備による電源系が動作不能の場合	A 1. 当直長は、非常用ディーゼル発電機 1 台を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備※ ³ が動作可能であることを確認する。 及び A 2. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに 3日間
	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 当直長は、高温停止にする。 及び B 2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間 36時間

適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間
冷温停止 燃料交換	A. 常設代替交流電源設備による電源系が動作不能の場合	A 1. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A 2. 当直長は、非常用ディーゼル発電機 1 台を起動し、動作可能であることを確認する。	速やかに 速やかに

※3：残りの非常用ディーゼル発電機 2 台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

66-12-2 可搬型代替交流電源設備

(1) 運転上の制限

項目	運転上の制限
可搬型代替交流電源設備	可搬型代替交流電源設備による電源系2系列 ^{※1} が動作可能であること ^{※2}

適用される原子炉の状態	設備	所要数
運転 起動 高温停止 冷温停止 燃料交換	電源車	2台×2 ^{※3}
	タンクローリ(4kL)	※4
	軽油タンク	※4

※1：1系列とは、電源車2台をいう。

※2：動作可能とは、緊急用電源切替箱接続装置、動力変圧器C系、AM用動力変圧器及び代替原子炉補機冷却系に接続できることを含む。

※3：電源車は、荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所に分散配置されていること。

※4：「66-12-7 燃料補給設備」において運転上の制限等を定める。

(2) 確認事項

項目	頻度	担当
1. 電源車を起動し、運転状態(電圧等)に異常のないことを確認する。	2年に1回	電気機器GM
2. 電源車を起動し、動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル 設備管理GM

(3) 要求される措置

適用される 原子炉 の 状 態	条 件	要求される措置	完了時間
運 転 起 動 高温停止	A. 動作可能な可搬型代替交流電源設備による電源系が2系列未満1系列以上の場合	A 1. 当直長は、残りの可搬型代替交流電源設備が動作可能であることを確認する。 及び A 2. 当直長は、非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備 ^{※5} が動作可能であることを確認する。 及び A 3. 当直長は、代替措置 ^{※6} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 及び A 4. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに 速やかに 10日間 30日間
	B. 動作可能な可搬型代替交流電源設備による電源系が1系列未満の場合	B 1. 当直長は、代替原子炉補機冷却系を動作不能とみなす。 及び B 2. 当直長は、非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備 ^{※5} が動作可能であることを確認する。 及び B 3. 当直長は、代替措置 ^{※6} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 及び B 4. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに 速やかに 3日間 10日間
	C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C 1. 当直長は、高温停止にする。 及び C 2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間 36時間

適用される 原子炉 の 状 態	条 件	要求される措置	完了時間
冷温停止 燃料交換	A. 動作可能な可搬型代替交流電源設備による電源系が2系列未満の場合	A 1. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A 2. 当直長は、非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認する。 及び A 3. 当直長は、代替措置 ^{※6} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに 速やかに 速やかに

※5：残りの非常用ディーゼル発電機2台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

※6：代替品の補充等。

6 6 - 1 2 - 3 号炉間電力融通電気設備

(1) 運転上の制限

項 目	運転上の制限
号炉間電力融通電気設備	所要数が使用可能であること

適用される 原子炉の状態	設 備	所要数
運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換	号炉間電力融通ケーブル（常設）	1 セット※ ¹
	号炉間電力融通ケーブル（可搬型）	1 セット※ ¹

※1：1セットとは、1相分1本の3相分3本をいう。

(2) 確認事項

項 目	頻 度	担 当
1. 号炉間電力融通ケーブル（常設）が使用可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	当直長
2. 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル 設備管理GM

(3) 要求される措置

適用される 原子炉 の状態	条 件	要求される措置	完了時間
運 転 起 動 高温停止	A. 所要数を満足していない場合	<p>A 1. 1. 当直長は、非常用ディーゼル発電機 1 台を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備^{*1}が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 1. 2. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備^{*2}が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 1. 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</p> <p>又は</p> <p>A 2. 1. 当直長は、非常用ディーゼル発電機 1 台を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備^{*1}が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 2. 2. 当直長は、代替措置^{*3}を検討し原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</p> <p>及び</p> <p>A 2. 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに</p> <p>3 日間</p> <p>3 0 日間</p> <p>速やかに</p> <p>3 日間</p> <p>1 0 日間</p>
	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	<p>B 1. 当直長は、高温停止にする。</p> <p>及び</p> <p>B 2. 当直長は、冷温停止にする。</p>	<p>2 4 時間</p> <p>3 6 時間</p>

適用される 原子炉 の 状 態	条 件	要求される措置	完了時間
冷温停止 燃料交換	A. 所要数を満足 していない 場合	<p>A 1. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。</p> <p>及び</p> <p>A 2. 当直長は、非常用ディーゼル発電機 1 台を起動し、動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 3. 1. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備^{※2}が動作可能であることを確認する。</p> <p>又は</p> <p>A 3. 2. 当直長は、代替措置^{※3}を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。</p>	<p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>速やかに</p>

※ 1 : 残りの非常用ディーゼル発電機 2 台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

※ 2 : 常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機）をいう。

※ 3 : 代替品の補充等。

66-12-4 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備

(1) 運転上の制限

項目	運転上の制限
所内蓄電式 直流電源設備 ^{※1} 及び 常設代替 直流電源設備 ^{※2}	所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による電源系が動作可能であること

適用される 原子炉の状態	設備	所要数
運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換	直流125V充電器A ^{※3}	1個
	直流125V蓄電池A ^{※3}	1組
	直流125V充電器A-2 ^{※3}	1個
	直流125V蓄電池A-2 ^{※3}	1組
	AM用直流125V充電器 ^{※4}	1個
	AM用直流125V蓄電池 ^{※4}	1組

※1：所内蓄電式直流電源設備とは、直流125V充電器A、直流125V蓄電池A、直流125V充電器A-2、直流125V蓄電池A-2、AM用直流125V充電器及びAM用直流125V蓄電池をいう。

※2：常設代替直流電源設備とは、AM用直流125V充電器及びAM用直流125V蓄電池をいう。

※3：当該系統が動作不能時は、「第62条 直流電源その1」及び「第63条 直流電源その2」の運転上の制限も確認する。

※4：当該系統が動作不能時は、「66-9-3 使用済燃料プール監視設備」の運転上の制限も確認する。

(2) 確認事項

項目	頻度	担当
1. 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備（蓄電池及び充電器）の機能を確認する。	定事検停止時	運転評価GM
2. 直流125V蓄電池Aの浮動充電時の蓄電池電圧が128V以上であることを確認する。	1週間に1回	当直長
3. 直流125V蓄電池A-2の浮動充電時の蓄電池電圧が126V以上であることを確認する。	1週間に1回	当直長
4. AM用直流125V蓄電池について、浮動充電時の蓄電池電圧が128V以上であることを確認する。	1週間に1回	当直長
5. 直流125V充電器A及び直流125V充電器A-2の出力電圧を確認する。	1週間に1回	当直長
6. AM用直流125V充電器の出力電圧を確認する。	1週間に1回	当直長

(3) 要求される措置

適用される 原子炉 の状態	条 件	要求される措置	完了時間
運 転 起 動 高温停止	A. 蓄電池が動作不 能の場合	A 1. 当直長は、非常用ディーゼル発電機A系を起 動し、動作可能であることを確認するととも に、当該蓄電池の充電器が健全であることを 確認する。 及び A 2. 当直長は、常設代替交流電源設備が動作可能 であることを確認するとともに、当該蓄電池 の充電器が健全であることを確認する。 及び A 3. 当直長は、当該蓄電池を動作可能な 状態に 復旧する。	速やかに 3日間 30日間
	B. 充電器が動作不 能の場合	B 1. 当直長は、蓄電池A、A-2及びAMが健全 であることを確認する。 及び B 2. 当直長は、非常用ディーゼル発電機A系を起 動し、動作可能であることを確認するととも に、残りの充電器が健全であることを確認す る。 及び B 3. 当直長は、常設代替交流電源設備が動作可能 であることを確認するとともに、残りの充電 器が健全であることを確認する。 及び B 4. 当直長は、当該充電器を動作可能な状態に復 旧する。	速やかに 速やかに 3日間 30日間
	C. 条件A又はBで要 求される措置を完 了時間内に達成で きない場合	C 1. 当直長は、高温停止にする。 及び C 2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間 36時間

適用される 原子炉 の状態	条 件	要求される措置	完了時間
冷温停止 燃料交換	A. 蓄電池が動作不 能の場合	A 1. 当直長は、当該蓄電池を動作可能な状態に復旧 する措置を開始する。 及び A 2. 当直長は、常設代替交流電源設備が動作可 能であることを確認するとともに、当該蓄 電池の充電器が健全であることを確認す る。	速やかに 速やかに
	B. 充電器が動作不 能の場合	B 1. 当直長は、当該充電器を動作可能な状態に復旧 する措置を開始する。 及び B 2. 当直長は、常設代替交流電源設備が動作可 能であることを確認するとともに、残りの 充電器が健全であることを確認する。	速やかに 速やかに

66-12-5 可搬型直流電源設備

(1) 運転上の制限

項目	運転上の制限
可搬型直流電源設備	可搬型直流電源設備による電源系が動作可能であること

適用される 原子炉の状態	設備	所要数
運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換	AM用直流125V充電器	※1
	電源車	※2
	タンクローリ (4 k L)	※3
	軽油タンク	※3

※1 : 「66-12-4 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備」において運転上の制限等を定める。

※2 : 「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。

※3 : 「66-12-7 燃料補給設備」において運転上の制限等を定める。

6 6 - 1 2 - 6 代替所内電気設備

(1) 運転上の制限

項 目	運転上の制限
代替所内電気設備	代替所内電気設備 ^{※1} からの給電系が使用可能であること ^{※2}

適用される 原子炉の状態	設 備	所要数
運 転 起 動 高温停止 低温停止 燃料交換	AM用MCC	4 個
	AM用切替盤	2 個
	AM用動力変圧器	1 個
	緊急用断路器	2 個
	緊急用電源切替箱接続装置	2 個
	緊急用電源切替箱断路器	1 個

※1：AM用操作盤を含む。

※2：非常用交流高圧電源母線A系及びB系に給電できることを含む。

(2) 確認事項

項 目	頻 度	担 当
1. 代替所内電気設備からの給電系が使用可能であることを外観点検により確認する。	1 ヶ月に 1 回	当直長

(3) 要求される措置

適用される 原子炉 の 状 態	条 件	要求される措置	完了時間
運 転 起 動 高温停止	A. 緊急用断路器が動作不能の場合	A 1. 当直長は、常設代替交流電源設備を動作不能とみなす。	速やかに
	B. 代替所内電気設備による電源系が動作不能の場合	B 1. 当直長は、非常用所内電気設備が動作可能であることを確認する。 及び B 2. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに 3日間
	C. 条件Bで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C 1. 当直長は、高温停止にする。 及び C 2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間 36時間
冷温停止 燃料交換	A. 緊急用断路器が動作不能の場合	A 1. 当直長は、常設代替交流電源設備を動作不能とみなす。	速やかに
	B. 代替所内電気設備による電源系が動作不能の場合	B 1. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び B 2. 当直長は、非常用所内電気設備が動作可能であることを確認する。	速やかに 速やかに

66-12-7 燃料補給設備

(1) 運転上の制限

項目	運転上の制限
燃料補給設備	(1) 軽油タンク 1 基以上が使用可能であること (2) 所要数のタンクローリ (4 k L) 及びタンクローリ (16 k L) が動作可能であること※1

適用される原子炉の状態	設備	所要数
運転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換	軽油タンク※2	1 基※3
	タンクローリ (4 k L)	3 台※4
	タンクローリ (16 k L)	1 台

※1：必要なホースを含む。

※2：当該設備が使用不能時は、「第61条 非常用ディーゼル発電機燃料油等」の運転上の制限も確認する。

※3：6号炉及び7号炉の軽油タンク4基のうち1基。

※4：タンクローリ (4 k L) は、大湊側高台保管場所及び5号炉東側第二保管場所に分散配置されていること。

(2) 確認事項

項目	頻度	担当
1. 6号炉及び7号炉の軽油タンク4基のうち1基以上が第61条で定める軽油タンクレベルを満足していることを確認する。	1ヶ月に1回	当直長
2. タンクローリ (4 k L) が動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル 設備管理GM
3. タンクローリ (16 k L) が動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル 設備管理GM

(3) 要求される措置

条 件	要求される措置	完了時間
A. 軽油タンクが所要数を満足していない場合	A 1. 当直長は、当該設備を使用可能な状態に復旧する。	2日間
B. 動作可能なタンクローリ（4 k L）が所要数を満足していない場合	B 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 又は B 2. 当直長は、代替措置 ^{※5} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する ^{※6} 。	2日間 2日間
C. 動作可能なタンクローリ（16 k L）が所要数を満足していない場合	C 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 又は C 2. 当直長は、代替措置 ^{※5} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する ^{※6} 。	2日間 2日間
D. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D 1. 当直長は、燃料補給を要する重大事故等対処設備 ^{※7} を動作不能 ^{※8} とみなす。	速やかに
E. 条件Bで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E 1. 当直長は、タンクローリ（4 k L）による燃料補給を要する重大事故等対処設備 ^{※7} を動作不能 ^{※8} とみなす。	速やかに
F. 条件Cで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	F 1. 当直長は、タンクローリ（16 k L）による燃料補給を要する重大事故等対処設備 ^{※7} を動作不能 ^{※8} とみなす。	速やかに

※5：代替品の補充等をいう。

※6：2日間以内に代替措置が完了した場合、当該設備が復旧するまで運転上の制限の逸脱は継続するが、2日間を超えたとしても条件E及びFには移行しない。

※7：燃料補給を有する重大事故等対処設備とは、以下をいう。

タンクローリ（4 k L）；可搬型代替注水ポンプ（A-1級）、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、大容量送水車（海水取水用）、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、電源車、モニタリングポスト用発電機及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備。

タンクローリ（16 k L）；第一ガスタービン発電機。

※8：燃料補給を要する重大事故等対処設備の運転上の制限は個別に適用される。

表 6 6 - 1 3 計装設備

6 6 - 1 3 - 1 主要パラメータ及び代替パラメータ

(1) 運転上の制限

項目	運転上の制限
主要パラメータ	1チャンネル以上が監視可能であること※1※3
代替パラメータ	主要パラメータの推定が可能であること※1※2

※1：プラント起動に伴う計器校正，原子炉水圧検査及び原子炉格納容器漏えい率検査時に計器保護のため隔離している場合並びに計器ベント等の計器校正時は，運転上の制限を満足していないとはみなさない。

※2：代替パラメータに記載する番号は優先順位であり，推定方法が複数あることを示す。
 なお，推定方法が複数ある場合は，いずれかの方法で推定できれば運転上の制限を満足していないとはみなさない。

※3：[]は，有効監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。**有効監視パラメータは運転上の制限を適用しない。**

1. 原子炉圧力容器内の温度

適用される 原子炉の状態	主要パラメータ	代替パラメータ	
	要素	要素	推定方法
運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換※4	原子炉圧力容器温度	①主要パラメータの他チャンネル	原子炉圧力容器温度の1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。
		②原子炉圧力 ②原子炉圧力 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	飽和温度／圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の温度を推定する。
		③残留熱除去系熱交換器入口温度	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。

※4：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。

- (1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合
- (2) 原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合

2. 原子炉圧力容器内の圧力

適用される 原子炉の状態	主要パラメータ	代替パラメータ	
	要素	要素	推定方法
運 転 起 動 高温停止 低温停止	原子炉圧力	①主要パラメータの他チャンネル	原子炉圧力の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
		②原子炉圧力 (SA)	原子炉圧力 (SA) により推定する。
		③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA) ①原子炉圧力容器温度	飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。
	原子炉圧力 (SA)	①原子炉圧力	原子炉圧力により推定する。
		②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ②原子炉圧力容器温度	飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。

3. 原子炉圧力容器内の水位

適用される 原子炉の状態	主要パラメータ	代替パラメータ	
	要素	要素	推定方法
運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換 ^{※5}	原子炉水位 (広帯域)	①主要パラメータの他チャンネル	原子炉水位（広帯域）の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
		②原子炉水位（SA）	原子炉水位（SA）により推定する。
		③高压代替注水系系統流量 ③復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量） ③復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量） ③原子炉隔離時冷却系系統流量 ③高压炉心注水系系統流量 ③残留熱除去系系統流量	機器動作状態にある流量より、崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉圧力容器内の水位を推定する。
		④原子炉圧力 ④原子炉圧力（SA） ④格納容器内圧力（S/C）	差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。
		①主要パラメータの他チャンネル	原子炉水位（燃料域）の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
	原子炉水位 (燃料域)	②原子炉水位（SA）	原子炉水位（SA）により推定する。
		③高压代替注水系系統流量 ③復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量） ③復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量） ② 原子炉隔離時冷却系系統流量 ③高压炉心注水系系統流量 ③残留熱除去系系統流量	機器動作状態にある流量より、崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉圧力容器内の水位を推定する。
		④原子炉圧力 ④原子炉圧力（SA） ④格納容器内圧力（S/C）	差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。

適用される 原子炉の状態	主要パラメータ	代替パラメータ	
	要素	要素	推定方法
運 転 起 動 高温停止 低温停止 燃料交換 ^{※5}	原子炉水位 (SA)	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域)	原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) により推定する。
		②高压代替注水系系統流量 ②復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) ②復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) ②原子炉隔離時冷却系系統流量 ②高压炉心注水系系統流量 ②残留熱除去系系統流量	機器動作状態にある流量より, 崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し, 原子炉压力容器内の水位を推定する。
		③原子炉圧力 ③原子炉圧力 (SA) ③格納容器内圧力 (S/C)	差圧から原子炉压力容器の満水を推定する。

※5 : 原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。

- (1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で, かつプールゲートが開の場合
- (2) 原子炉内から全燃料が取出され, かつプールゲートが閉の場合

4. 原子炉圧力容器への注水量

適用される 原子炉の状態	主要パラメータ	代替パラメータ	
	要素	要素	推定方法
運 転 起 動 ^{※6} 高温停止 ^{※6}	高圧代替注水系 系統流量	①復水貯蔵槽水位 (SA)	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。
		②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	注水先の原子炉水位の水位変化により高圧代替注水系系統流量を推定する。
	原子炉隔離時冷却系 系統流量	①復水貯蔵槽水位 (SA)	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。
		②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	注水先の原子炉水位の水位変化により原子炉隔離時冷却系系統流量を推定する。
	高圧炉心注水系 系統流量	①復水貯蔵槽水位 (SA)	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。
		②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	注水先の原子炉水位の水位変化により高圧炉心注水系系統流量を推定する。

※6：高圧代替注水系系統流量及び原子炉隔離時冷却系系統流量については、原子炉圧力が1.03 MPa[gage]以上の場合に適用する。

適用される 原子炉の状態	主要パラメータ	代替パラメータ	
	要素	要素	推定方法
運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換 ^{※7}	復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量)	①復水貯蔵槽水位 (SA)	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。
		②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	注水先の原子炉水位の水位変化により復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量) を推定する。
	復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量)	①復水貯蔵槽水位 (SA)	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。
		②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	注水先の原子炉水位の水位変化により復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) を推定する。
	残留熱除去系 系統流量	①サプレッション・チェンバ・プール水位	水源であるサプレッション・チェンバ・プール水位の変化により注水量を推定する。
		②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱除去系系統流量を推定する。

※7：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。

- (1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合
- (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合

5. 原子炉格納容器への注水量

適用される 原子炉の状態	主要パラメータ	代替パラメータ	
	要素	要素	推定方法
運 転 起 動 高温停止	復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量)	①復水貯蔵槽水位 (SA)	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。
		②格納容器内圧力 (D/W) ②格納容器内圧力 (S/C) ②格納容器下部水位	注水先の格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) より格納容器への注水量を推定する。
	復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	①復水貯蔵槽水位 (SA)	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。
		②格納容器内圧力 (D/W) ②格納容器内圧力 (S/C) ②格納容器下部水位	注水先の格納容器下部水位の変化により復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) を推定する。

6. 原子炉格納容器内の温度

適用される 原子炉の状態	主要パラメータ	代替パラメータ	
	要素	要素	推定方法
運 転 起 動 高温停止	ドライウエル雰囲 気温度	①主要パラメータの他チャ ンネル	ドライウエル雰囲気温度の1チ ャンネルが故障した場合は、他 チャンネルにより推定する。
		②格納容器内圧力 (D/W)	飽和温度/圧力の関係を利用し て格納容器内圧力 (D/W) により ドライウエル雰囲気温度を推定 する。
		③格納容器内圧力 (S/C)	飽和温度/圧力の関係を利用し て格納容器内圧力 (S/C) により ドライウエル雰囲気温度を推定 する。
	サブプレッション・ チェンバ気体温度	①サブプレッション・チェン バ・プール水温度	サブプレッション・チェンバ・プ ール水温度によりサブプレッシ ョン・チェンバ気体温度を推定す る。
		②格納容器内圧力 (S/C)	飽和温度/圧力の関係を利用し て格納容器内圧力 (S/C) により サブプレッション・チェンバ気体 温度を推定する。
	サブプレッション・チ ェンバ・プール水温 度	①主要パラメータの他チャ ンネル	サブプレッション・チェンバ・プ ール水温度の1チャンネルが故 障した場合は、他チャンネルに より推定する。
		②サブプレッション・チェンバ 気体温度	サブプレッション・チェンバ気体 温度によりサブプレッション・チ ェンバ・プール水温度を推定す る。

7. 原子炉格納容器内の圧力

適用される 原子炉の状態	主要パラメータ	代替パラメータ	
	要素	要素	推定方法
運 転 起 動 高温停止	格納容器内圧力 (D/W)	①格納容器内圧力 (S/C)	格納容器内圧力 (S/C) に より推定する。
		②ドライウェル雰囲気温度	飽和温度／圧力の関係を利用 してドライウェル雰囲気温度に より格納容器内圧力 (D/W) を 推定する。
	格納容器内圧力 (S/C)	①格納容器内圧力 (D/W)	格納容器内圧力 (D/W) に より推定する。
		②サプレッション・チェンバ 気体温度	飽和温度／圧力の関係を利用 してサプレッション・チェンバ 気体温度により格納容器内圧 力 (S/C) を推定する。

8. 原子炉格納容器内の水位

適用される 原子炉の状態	主要パラメータ	代替パラメータ	
	要素	要素	推定方法
運 転 起 動 高温停止	サプレッション・チェンバ・プール 水位	①復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) の注水量により, サプレッション・チェンバ・プール水位を推定する。
		②復水貯蔵槽水位 (SA)	水源である復水貯蔵槽水位の変化により, サプレッション・チェンバ・プール水位を推定する。なお, 復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。
		③格納容器内圧力 (D/W) ③格納容器内圧力 (S/C)	差圧によりサプレッション・チェンバ・プール水位を推定する。
	格納容器下部水位	①主要パラメータの他 チャンネル	格納容器下部水位の 1 チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。
		②復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) の注水量により, 格納容器下部水位を推定する。
		③復水貯蔵槽水位 (SA)	水源である復水貯蔵槽水位の変化により, 格納容器下部水位を推定する。なお, 復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。

9. 原子炉格納容器内の水素濃度

適用される 原子炉の状態	主要パラメータ	代替パラメータ	
	要素	要素	推定方法
運 転 起 動 高温停止	格納容器内 水素濃度	①主要パラメータの他 チャンネル	格納容器内水素濃度の 1 チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。
		②格納容器内水素濃度 (SA)	格納容器内水素濃度 (SA) により推定する。
	格納容器内 水素濃度 (SA)	①主要パラメータの他 チャンネル	格納容器内水素濃度 (SA) の 1 チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。
		②格納容器内水素濃度	格納容器内水素濃度により推定する。

10. 原子炉格納容器内の放射線量率

適用される 原子炉の状態	主要パラメータ	代替パラメータ	
	要素	要素	推定方法
運 転 起 動 高温停止	格納容器内 雰囲気放射線 レベル (D/W)	①主要パラメータの他チャ ンネル	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) の1チャンネルが故障し た場合は、他チャンネルにより推 定する。
	格納容器内 雰囲気放射線 レベル (S/C)	①主要パラメータの他チャ ンネル	格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) の1チャンネルが故障し た場合は、他チャンネルにより推 定する。

11. 未臨界の維持又は監視

適用される 原子炉の状態	主要パラメータ	代替パラメータ	
	要素	要素	推定方法
起 動 ^{※8} 高温停止 冷温停止 燃料交換 ^{※9}	起動領域モニタ	①主要パラメータの他チャ ンネル	起動領域モニタの1チャンネルが 故障した場合は、他チャンネルに より推定する。
		②平均出力領域モニタ	平均出力領域モニタにより推定す る。
運 転 起 動	平均出力領域 モニタ	①主要パラメータの他チャ ンネル	平均出力領域モニタの1チャ ンネルが故障した場合は、他チャ ンネルにより推定する。
		②起動領域モニタ	起動領域モニタにより推定する。
	[制御棒操作 監視系]	①起動領域モニタ	起動領域モニタにより推定する。
		②平均出力領域モニタ	平均出力領域モニタにより推定す る。

※8：計数領域の場合に適用する。

※9：起動領域モニタ周りの燃料が4体未満の場合は除く。

1.2. 最終ヒートシンクの確保

(1) 代替循環冷却系

適用される 原子炉の状態	主要パラメータ	代替パラメータ	
	要素	要素	推定方法
運 転 起 動 高温停止	サブプレッション・ チェンバ・プール 水温度	①主要パラメータの他チャン ネル	サブプレッション・チェンバ・ プール水温度の1チャンネル が故障した場合は、他チャ ンネルにより推定する。
		②サブプレッション・チェンバ気 体温度	サブプレッション・チェンバ気 体温度によりサブプレッシ ョン・チェンバ・プール水温度 を推定する。
	復水補給水系温度 (代替循環冷却)	①サブプレッション・チェンバ・ プール水温度	熱交換器ユニットの熱交換 量評価からサブプレッシ ョン・チェンバ・プール水温度 により推定する。
	復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流 量)	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ①原子炉水位 (SA)	注水先の原子炉水位の水位 変化により復水補給水系流 量 (RHR A系代替注水流量) を推定する。
②原子炉圧力容器温度		原子炉圧力容器温度により 最終ヒートシンクが確保さ れていることを推定する。	

適用される 原子炉の状態	主要パラメータ	代替パラメータ	
	要素	要素	推定方法
運 転 起 動 高温停止	復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量)	①復水補給水系流量 (RHR A系代 替注水流量) ①復水補給水系流量 (格納容器下 部注水流量) ①復水移送ポンプ吐出圧力 ①格納容器内圧力 (S/C) ①サプレッション・チェンバ・プ ール水位	復水移送ポンプの注水 特性から推定した総流 量より、原子炉格納容 器側への注水量を推定 する。
		②サプレッション・チェンバ・プ ール水温度 ②ドライウエル雰囲気温度 ②サプレッション・チェンバ気体 温度	サプレッション・チェ ンバ・プール水温度、 ドライウエル雰囲気温 度、サプレッション・ チェンバ気体温度によ り、最終ヒートシンク が確保されていること を推定する。
	復水補給水系流量 (格 納容器下部注水流量)	①復水補給水系流量 (RHR B系代 替注水流量) ①復水移送ポンプ吐出圧力 ①格納容器内圧力 (S/C) ①サプレッション・チェンバ・プ ール水位	復水移送ポンプの注水 特性から推定した総流 量より、原子炉格納容 器下部への注水量を推 定する。
		②格納容器下部水位	注水先の格納容器下部 水位の変化により復水 補給水系流量 (格納容 器下部注水流量) を推 定する。

(2) 格納容器圧力逃がし装置

適用される 原子炉の状態	主要パラメータ	代替パラメータ	
	要素	要素	推定方法
運 転 起 動 高温停止	フィルタ装置水位	①主要パラメータの他チャンネル	フィルタ装置水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
	フィルタ装置入口 圧力	①格納容器内圧力 (D/W) ①格納容器内圧力 (S/C)	格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) の傾向監視により格納容器圧力逃がし装置の健全性を推定する。
	フィルタ装置出口 放射線モニタ	①主要パラメータの他チャンネル	フィルタ装置出口放射線モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
	フィルタ装置水素 濃度	①主要パラメータの他チャンネル	フィルタ装置水素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
		②格納容器内水素濃度 (SA)	原子炉格納容器内の水素ガスが格納容器圧力逃がし装置の配管内を通過することから、格納容器内水素濃度 (SA) により推定する。
	フィルタ装置金属 フィルタ差圧	①主要パラメータの他チャンネル	フィルタ装置金属フィルタ差圧の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
	フィルタ装置 スクラバ水 pH	①フィルタ装置水位	フィルタ装置水位によりベントガスに含まれる水蒸気の凝縮によるスクラバ水の希釈状況により推定する。

(3) 耐圧強化ベント系

適用される 原子炉の状態	主要パラメータ	代替パラメータ	
	要素	要素	推定方法
運 転 起 動 高温停止	耐圧強化ベント系 放射線モニタ	①主要パラメータの他チ ャンネル	耐圧強化ベント系放射線モニタ の1チャンネルが故障した場 合は、他チャンネルにより推定 する。
	フィルタ装置 水素濃度	①格納容器内水素濃度 (SA)	原子炉格納容器内の水素ガスが 耐圧強化ベント系の配管内を 通過することから、格納容器内 水素濃度 (SA) により推定 する。

(4) 残留熱除去系

適用される 原子炉の状態	主要パラメータ	代替パラメータ	
	要素	要素	推定方法
運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換 ^{※10}	残留熱除去系熱交 換器入口温度	①原子炉圧力容器温度 ①サプレッション・チ ェンバ・プール水温 度	原子炉圧力容器温度、サプレッ ション・チェンバ・プール水温 度により、最終ヒートシンクが 確保されていることを推定す る。
	残留熱除去系 熱交換器出口温度	①残留熱除去系熱交換 器入口温度	熱交換器ユニットの熱交換量評 価から推定する。
		②原子炉補機冷却水系 系統流量 ②残留熱除去系熱交換 器入口冷却水流量	原子炉補機冷却水系系統流量、 残留熱除去系熱交換器入口冷却 水流量により、最終ヒートシン クが確保されていることを推定 する。
残留熱除去系 系統流量	①残留熱除去系ポンプ 吐出圧力	残留熱除去系ポンプの注水特性 を用いて、残留熱除去系系統流 量が確保されていることを推定 する。	

※10：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。

- (1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合
- (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合

1.3. 格納容器バイパスの監視

(1) 原子炉圧力容器内の状態

適用される 原子炉の状態	主要パラメータ	代替パラメータ	
	要素	要素	推定方法
運 転 起 動 高温停止	原子炉水位 (広帯域)	①主要パラメータの他チャンネル	原子炉水位 (広帯域) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
		②原子炉水位 (SA)	原子炉水位 (SA) により推定する。
	原子炉水位 (燃料域)	①主要パラメータの他チャンネル	原子炉水位 (燃料域) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
		②原子炉水位 (SA)	原子炉水位 (SA) により推定する。
	原子炉水位 (SA)	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域)	原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) により推定する。
	原子炉圧力	①主要パラメータの他チャンネル	原子炉圧力の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
		②原子炉圧力 (SA)	原子炉圧力 (SA) により推定する。
		③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA) ③原子炉圧力容器温度	飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。
		①原子炉圧力	原子炉圧力により推定する。
	原子炉圧力 (SA)	②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ②原子炉圧力容器温度	飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。

(2) 原子炉格納容器内の状態

適用される 原子炉の状態	主要パラメータ	代替パラメータ	
	要素	要素	推定方法
運 転 起 動 高温停止	ドライウエル 雰囲気温度	①主要パラメータの他チャンネル	ドライウエル雰囲気温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
		②格納容器内圧力 (D/W)	飽和温度/圧力の関係を利用して格納容器内圧力 (D/W) によりドライウエル雰囲気温度を推定する。
	格納容器内 圧力 (D/W)	①格納容器内圧力 (S/C)	格納容器内圧力 (S/C) により推定する。
		②ドライウエル雰囲気温度	飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル雰囲気温度により格納容器内圧力 (D/W) を推定する。

(3) 原子炉建屋内の状態

適用される 原子炉の状態	主要パラメータ	代替パラメータ	
	要素	要素	推定方法
運 転 起 動 高温停止	高圧炉心注水系 ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA)	原子炉圧力, 原子炉圧力(SA)の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。
	残留熱除去系 ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA)	原子炉圧力, 原子炉圧力(SA)の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。

14. 水源の確保

適用される 原子炉の状態	主要パラメータ	代替パラメータ	
	要素	要素	推定方法
運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換※11	復水貯蔵槽水位 (SA)	① 高压代替注水系系統流量 ① 復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) ① 復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) ① 原子炉隔離時冷却系系統流量 ① 高压炉心注水系系統流量 ① 復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	復水貯蔵槽を水源とするポンプの注水量から、復水貯蔵槽水位 (SA) を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。
		② 原子炉水位 (広帯域) ② 原子炉水位 (燃料域) ② 原子炉水位 (SA) ② 復水移送ポンプ吐出圧力	注水先の原子炉水位の水位変化により復水貯蔵槽水位 (SA) を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 復水移送ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源である復水貯蔵槽水位が確保されていることを推定する。

※11：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。

- (1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合
- (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合

適用される 原子炉の状態	主要パラメータ	代替パラメータ	
	要素	要素	推定方法
運 転 起 動 高温停止	サプレッション・チェンバ・プール水位	①復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) ①復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) ①残留熱除去系系統流量	サプレッション・チェンバの水位容量曲線を用いて、原子炉格納容器へ注水する復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) と経過時間より算出した注水量から推定する。 また、サプレッション・チェンバの水位容量曲線を用いて、サプレッション・チェンバ・プール水から原子炉圧力容器へ注水する復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) 又は残留熱除去系系統流量と経過時間より算出した注水量から推定する。
		②復水移送ポンプ吐出圧力 ②残留熱除去系ポンプ吐出圧力	復水移送ポンプ、残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサプレッション・チェンバ・プール水位が確保されていることを推定する。

15. 原子炉建屋内の水素濃度

適用される 原子炉の状態	主要パラメータ	代替パラメータ	
	要素	要素	推定方法
運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換 ^{※12}	原子炉建屋 水素濃度 ^{※13}	①主要パラメータの他チャンネル	原子炉建屋水素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
		②静的触媒式水素再結合器動作監視装置 ^{※14}	静的触媒式水素再結合器動作監視装置（静的触媒式水素再結合器入口／出口の差温度により水素濃度を推定）により推定する。

※12：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。

(1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合

(2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合

※13：「66-8-2 原子炉建屋内の水素濃度監視」において運転上の制限等を定める。

※14：1チャンネルとは1個の静的触媒式水素再結合器の出入口に設置している2個の静的触媒式水素再結合器動作監視装置をいう。

16. 原子炉格納容器内の酸素濃度

適用される 原子炉の状態	主要パラメータ	代替パラメータ	
	要素	要素	推定方法
運 転 起 動 高温停止	格納容器内 酸素濃度	①主要パラメータの他チャンネル	格納容器内酸素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
		②格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) ②格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) ②格納容器内圧力 (D/W) ②格納容器内圧力 (S/C)	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) 又は格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果（解析結果）により格納容器内酸素濃度を推定する。 事故後の原子炉格納容器内への空気（酸素）の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。

17. 使用済燃料プールの監視※15

適用される 原子炉の状態	主要パラメータ	代替パラメータ	
	要素	要素	推定方法
使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している 期間	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) により、水位・温度を推定する。
		②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) にて使用済燃料プールの水位を推定する。
		③使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) により、水位・温度を推定する。
		②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) にて使用済燃料プールの水位を推定する。
		③使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) ①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域), (SA) にて水位を測定した後、水位と放射線量率の関係により放射線量率を推定する。
		②使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) ①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) ①使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	使用済燃料貯蔵プール水位・温度, 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタにて、使用済燃料プールの状態を推定する。

※15 : 「66-9-3 使用済燃料プール監視設備」において運転上の制限等を定める。

(2) 確認事項

項目	頻度	担当
1. 動作不能でないことを指示により確認する。	1ヶ月に1回	当直長
2. チャンネル校正を実施する。	定事検停止時	計測制御GM

(3) 要求される措置

条 件	要求される措置	完了時間
A. 主要パラメータを計測する計器すべてが動作不能である場合	A 1. 当直長は、代替パラメータが動作可能であることを確認する。 及び A 2. 当直長は、当該計器が故障状態であることが運転員に明確に分かるような措置を講じる。 及び A 3. 当直長は、当該計器を動作可能な状態に復旧する。	速やかに 速やかに 30日間
B. 代替パラメータを計測する計器すべてが動作不能である場合	B 1. 当直長は、主要パラメータが動作可能であることを確認する。 及び B 2. 当直長は、当該計器が故障状態であることが運転員に明確に分かるような措置を講じる。 及び B 3. 当直長は、当該計器を動作可能な状態に復旧する。	速やかに 速やかに 30日間
C. 1つの機能を確認するすべての計器が動作不能である場合	C 1. 当直長は、当該機能の主要パラメータ又は代替パラメータを1手段以上動作可能な状態に復旧する。	3日間
D. 運転、起動又は高温停止において条件A、B又はCの措置を完了時間内に達成できない場合	D 1. 当直長は、高温停止にする。 及び D 2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間 36時間
E. 冷温停止、燃料交換において条件A、B又はCの措置を完了時間以内に達成できない場合	E 1. 当直長は、当該計器を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。	速やかに

66-13-2 補助パラメータ

(1) 運転上の制限

項目	運転上の制限
補助パラメータ	補助パラメータが監視可能であること※1

1. 電源関係

適用される 原子炉の状態	補助パラメータ	動作可能 であるべき チャンネル数
運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換	M/C C電圧	1
	M/C D電圧	1
	M/C E電圧	1
	P/C C-1電圧	1
	P/C D-1電圧	1
	P/C E-1電圧	1
	直流125V主母線盤A電圧	1
	直流125V主母線盤B電圧	1
	直流125V主母線盤C電圧	1
	直流125V充電器盤A-2蓄電池電圧	1
	AM用直流125V充電器盤蓄電池電圧	1
	非常用D/G発電機電圧	1※2
	非常用D/G発電機周波数	1※2
	非常用D/G発電機電力	1※2
	第一GTG発電機電圧	1
	第一GTG発電機周波数	1
	電源車電圧	1※3
	電源車周波数	1※3

※1：監視対象の系統本体が動作可能であることを要求されない場合を除く。

※2：非常用ディーゼル発電機1系列あたり。

※3：電源車1台あたり。

2. その他

適用される 原子炉の状態	補助パラメータ	動作可能 であるべき チャンネル数
運 転 起 動 高温停止	高压窒素ガス供給系ADS入口圧力	1※4
	高压窒素ガス供給系窒素ガスポンベ出口圧力	1※4
	格納容器圧力逃がし装置 ドレンタンク水位	4
	格納容器圧力逃がし装置・耐圧強化ベント系 遠隔空気駆動弁操作用ポンベ出口圧力	1※5
運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換	RCWサージタンク水位	1※6
	原子炉補機冷却水系熱交換器出口冷却水温度	1※6

※4：高压窒素ガス供給系1系列あたり。

※5：遠隔空気駆動弁操作用ポンベ1本あたり。

※6：原子炉補機冷却水系1系列あたり。

(2) 確認事項

項 目	頻 度	担当
1. 補助パラメータ（電源関係）を監視する計器の機能を 確認する。	定事検停止時	電気機器GM
2. 補助パラメータ（その他）を監視する計器のチャン ネル校正を実施する。	定事検停止時	計測制御GM
3. 補助パラメータ（電源車電圧及び電源車周波数を除く） を監視する計器が健全であることを確認する。	1ヶ月に1回	当直長
4. 補助パラメータ（電源車電圧及び電源車周波数）を監 視する計器が健全であることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル 設備管理GM

(3) 要求される措置

適用される 原子炉 の 状 態	条 件	要求される措置	完了時間
運 転 起 動 高温停止	A. 補助パラメータが監視 不能の場合	A 1. 当直長は、代替措置※ ⁷ を検討し、原子炉主 任技術者の確認を得て実施する措置を開始 する。 及び A 2. 当直長は、当該計器が故障状態であること が運転員に明確に分かるような措置を講じ る。 及び A 3. 当直長は、当該計器を動作可能な状態に復 旧する。	速やかに 速やかに 30日間
	B. 条件AのA 1又はA 2 で要求される措置を 完了時間内に達成で きない場合	B 1. 当直長は、当該計器を動作可能な状態に復 旧する。	3日間
	C. 条件AのA 3又は条件 Bで要求される措置 を完了時間内に達成 できない場合	C 1. 当直長は、高温停止にする。 及び C 2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間 36時間
冷温停止 燃料交換	A. 補助パラメータが監視 不能の場合	A 1. 当直長は、当該計器を動作可能な状態に復 旧する措置を開始する。 及び A 2. 当直長は、代替措置※ ⁷ を検討し、原子炉主 任技術者の確認を得て実施する措置を開始 する。 及び A 3. 当直長は、当該計器が故障状態であること が運転員に明確に分かるような措置を講じ る。	速やかに 速やかに 速やかに

※7：代替計器等による監視をいう。

6 6 - 1 3 - 3 可搬型計測器

(1) 運転上の制限

項 目	運転上の制限
可搬型計測器	所要数が動作可能であること

適用される 原子炉の状態	設 備	所要数
運 転 起 動 高温停止 低温停止 燃料交換	可搬型計測器	2 3 個

(2) 確認事項

項 目	頻 度	担 当
1. 所要数の可搬型計測器の機能を確認する。	1 年に 1 回	計測制御GM
2. 所要数の可搬型計測器が動作可能であることを確認する。	3 ヶ月に 1 回	当直長

(3) 要求される措置

適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間
運転 起動 高温停止	A. 動作可能な可搬型計測器が所要数を満足していない場合	A 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 又は A 2. 当直長は、代替措置※ ¹ を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する※ ² 。	30日間 30日間
	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 当直長は、高温停止にする。 及び B 2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間 36時間
冷温停止 燃料交換	A. 動作可能な可搬型計測器が所要数を満足していない場合	A 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A 2. 当直長は、代替措置※ ¹ を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに 速やかに

※1：代替品の補充等をいう。

※2：30日間以内に代替措置が完了した場合、当該設備が復旧するまで運転上の制限の逸脱は継続するが、30日間を超えたとしても条件Bには移行しない。

66-13-4 パラメータ記録

(1) 運転上の制限

項目	運転上の制限
パラメータ記録	安全パラメータ表示システム (SPDS) が動作可能であること

適用される 原子炉の状態	設備	所要数
運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換	データ伝送装置	※1
	安全パラメータ表示システム (SPDS) 緊急時対策支援システム伝送装置	※1
	SPDS 表示装置	※1

※1 : 「66-17-1 通信連絡設備」において運転上の制限等を定める。

表 6 6 - 1 4 運転員が中央制御室にとどまるための設備

6 6 - 1 4 - 1 中央制御室の居住性確保

(1) 運転上の制限

項目	運転上の制限
被ばく 低減設備	(1) 中央制御室可搬型陽圧化空調機による加圧系が動作可能であること※ ¹ (2) 中央制御室待避室陽圧化装置 (空気ポンペ) による加圧系が動作可能であること※ ² (3) データ表示装置 (待避室), 中央制御室待避室遮蔽 (可搬型), 差圧計及び酸素濃度・ 二酸化炭素濃度計の所要数が動作可能であること
その他設備	可搬型蓄電池内蔵型照明及び中央制御室用乾電池内蔵型照明 (ランタンタイプ) の所要数 が動作可能であること

適用される 原子炉の状態	設 備	所要数
運 転 起 動 高温停止 炉心変更時※ ⁴ 又は原子炉建屋原 子炉棟内で照射さ れた燃料に係る作 業時	中央制御室可搬型陽圧化空調機 (フィルタユニット)	2 台
	中央制御室可搬型陽圧化空調機 (ブロウユニット)	4 台
	中央制御室待避室陽圧化装置 (空気ポンペ)	1 7 4 本
	データ表示装置 (待避室)	1 台
	中央制御室待避室遮蔽 (可搬型)	1 式
	酸素濃度・二酸化炭素濃度計	2 個
	差圧計	2 個
運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換	可搬型蓄電池内蔵型照明	2 個
	中央制御室用乾電池内蔵型照明 (ランタンタイプ)	4 個
	衛星電話設備 (常設)	※ 5
	無線連絡設備 (常設)	※ 5
	常設代替交流電源設備	※ 6

※ 1 : 陽圧化に必要なバウンダリ※³, 弁, 配管, ダクト及びダンパを含む。また, 当該系統が動作不能時は, 「第 5 7 条 中央制御室非常用換気空調系」の運転上の制限も確認する。

※ 2 : 陽圧化に必要なバウンダリ※³, 弁及び配管を含む。

※ 3 : バウンダリの一時的な開放については, 速やかにバウンダリ機能を復旧できる状態に管理されてい
れば, 運転上の制限を満足していないとはみなさない。

※ 4 : 停止余裕確認後の同一水圧制御ユニットに属する 1 組又は 1 本の制御棒の挿入・引抜を除く。

※ 5 : 「6 6 - 1 7 - 1 通信連絡設備」において運転上の制限等を定める。

※ 6 : 「6 6 - 1 2 - 1 常設代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。

(2) 確認事項

項目	頻度	担当
1. 中央制御室可搬型陽圧化空調機（ブロウユニット）の性能確認を実施する。	定事検停止時	原子炉GM
2. 原子炉の状態が運転，起動，高温停止及び炉心変更時 ^{*7} 又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において，中央制御室可搬型陽圧化空調機（フィルタユニット）が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	化学管理GM
3. 原子炉の状態が運転，起動，高温停止及び炉心変更時 ^{*7} 又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において，中央制御室可搬型陽圧化空調機（ブロウユニット）を起動し，動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	当直長
4. 原子炉の状態が運転，起動，高温停止及び炉心変更時 ^{*7} 又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において，MCR排気隔離ダンパ，MCR通常時外気取入隔離ダンパ及びMCR非常時外気取入隔離ダンパが閉することを確認する。	1ヶ月に1回	当直長
5. 原子炉の状態が運転，起動，高温停止及び炉心変更時 ^{*7} 又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において，所要数の中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンプ）が規定圧力であることを確認する。	3ヶ月に1回	当直長
6. 可搬型蓄電池内蔵型照明の点灯確認を行い，使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	当直長
7. 中央制御室用乾電池内蔵型照明（ランタンタイプ）の点灯確認を行い，使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	放射線管理GM
8. 差圧計が健全であることを確認する。	定事検停止時	計測制御GM
9. 原子炉の状態が運転，起動，高温停止及び炉心変更時 ^{*7} 又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において，差圧計が使用可能であることを外観点検により確認する。	3ヶ月に1回	当直長
10. 原子炉の状態が運転，起動，高温停止及び炉心変更時 ^{*7} 又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において，酸素濃度・二酸化炭素濃度計が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	発電GM
11. 酸素濃度・二酸化炭素濃度計の計器校正を実施する。	定事検停止時	発電GM
12. 原子炉の状態が運転，起動，高温停止及び炉心変更時 ^{*7} 又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において，データ表示装置（待避室）の伝送確認を実施する。	3ヶ月に1回	計測制御GM

項 目	頻 度	担 当
13. 原子炉の状態が運転，起動，高温停止及び炉心変更時※7又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において，中央制御室待避室遮蔽（可搬型）が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	放射線管理GM

※7：停止余裕確認後の同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒の挿入・引抜を除く。

(3) 要求される措置

適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間
<p>運転 起動 高温停止</p>	<p>A. 中央制御室可搬型陽圧化空調機による中央制御室の加圧系が動作不能の場合</p>	<p>A 1. 当直長は、7号炉の中央制御室非常用換気空調系1系列を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備^{※9}が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 2. 当直長は、代替措置^{※10}を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</p> <p>及び</p> <p>A 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに</p> <p>3日間</p> <p>10日間</p>
	<p>B. 中央制御室待避室陽圧化装置(空気ポンプ)による中央制御室待避室の加圧系が動作不能の場合</p>	<p>B 1. 当直長は、7号炉の中央制御室非常用換気空調系1系列を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備^{※9}が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>B 2. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに</p> <p>3日間</p>
<p>運転 起動 高温停止</p>	<p>C. 動作可能なデータ表示装置(待避室)、中央制御室待避室遮蔽(可搬型)、差圧計、酸素濃度・二酸化炭素濃度計、可搬型蓄電池内蔵型照明又は中央制御室用乾電池内蔵型照明(ランタンタイプ)が所要数を満足していない場合</p>	<p>C 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。</p> <p>又は</p> <p>C 2. 当直長は、代替措置^{※10}を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する^{※11}。</p>	<p>10日間</p> <p>10日間</p>
	<p>D. 条件A, B又はCで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</p>	<p>D 1. 当直長は、高温停止にする。</p> <p>及び</p> <p>D 2. 当直長は、冷温停止にする。</p>	<p>24時間</p> <p>36時間</p>

適用される 原子炉 の 状 態	条 件	要求される措置	完了時間
冷温停止 燃料交換	A. 動作可能な可搬型蓄電池内蔵型 照明又は中央制御室用乾電池 内蔵型照明（ランタンタイプ） が所要数を満足していない場 合	A 1. 当直長は、当該設備を動作可能な 状態に復旧する措置を開始する。 及び A 2. 当直長は、代替措置※10を検討 し、原子炉主任技術者の確認を 得て実施する措置を開始する。	速やかに 速やかに
炉心変更時※8 又は 原子炉建屋原 子炉棟内で照 射された燃料 に係る作業時	A. 炉心変更時※8又は原子炉建屋原子 炉棟内で照射された燃料に係る 作業時において要求される設備 が、運転上の制限を満足してい ないと判断した場合	A 1. 当直長は、炉心変更を中止する。 及び A 2. 当直長は、原子炉建屋原子炉棟内で 照射された燃料に係る作業を中止 する。	速やかに 速やかに

※ 8：停止余裕確認後の同一水圧制御ユニットに属する 1 組又は 1 本の制御棒の挿入・引抜を除く。

※ 9：残りの中央制御室非常用換気空調系 1 系列をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

※ 10：代替品の補充等をいう。

※ 11：10 日間以内に代替措置が完了した場合、当該設備が復旧するまで運転上の制限の逸脱は継続するが、10 日間を超えたとしても条件 D には移行しない。

66-14-2 原子炉建屋ブローアウトパネル

(1) 運転上の制限

項目	運転上の制限
原子炉建屋ブローアウトパネル※1	燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置の機能が健全であること

適用される原子炉の状態	設備	所要数
運転 起動 高温停止	燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置	4台

※1：燃料取替床ブローアウトパネル及び主蒸気系トンネル室ブローアウトパネルの開放機能は、「第49条 原子炉建屋」で確認する。

(2) 確認事項

項目	頻度	担当
1. 燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置の性能を確認する。	定事検停止時	原子炉GM
2. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置の機能が健全であることを確認する。	1ヶ月に1回	当直長

(3) 要求される措置

条 件	要求される措置	完了時間
A. 燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置の機能が健全でない場合	A 1. 当直長は、燃料取替床ブローアウトパネルの機能が健全であることを確認する。	速やかに
	及び A 2. 当直長は、代替措置※ ² を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。	3日間
	及び A 3. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。	10日間
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 当直長は、高温停止にする。	24時間
	及び B 2. 当直長は、冷温停止にする。	36時間

※2：手動操作等による閉止手段の確認をいう。

表 6 6 - 1 5 監視測定設備

6 6 - 1 5 - 1 監視測定設備

(1) 運転上の制限

項目	運転上の制限
監視測定設備	所要数が動作可能であること

適用される 原子炉の状態	設備	所要数
運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換	GM汚染サーベイメータ	2 台 ^{※1}
	Na I シンチレーションサーベイメータ	2 台 ^{※1}
	Zn S シンチレーションサーベイメータ	1 台 ^{※1}
	電離箱サーベイメータ	2 台 ^{※1}
	可搬型ダスト・よう素サンプラ	2 台 ^{※1}
	可搬型モニタリングポスト ^{※2}	1 5 台
	モニタリングポスト用発電機	3 台
	可搬型気象観測装置 ^{※2}	1 台
	小型船舶 (海上モニタリング用)	1 台

※ 1 : 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所あたりの合計所要数。

※ 2 : データ処理装置を含む。

(2) 確認事項

項目	頻度	担当
1. 所要数の可搬型ダスト・よう素サンプラの機能確認を実施する。	1年に1回	放射線安全GM
2. 所要数の可搬型ダスト・よう素サンプラが動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	放射線安全GM
3. 所要数のNaIシンチレーションサーベイメータの機能確認を実施する。	1年に1回	放射線安全GM
4. 所要数のNaIシンチレーションサーベイメータが動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	放射線安全GM
5. 所要数のGM汚染サーベイメータの機能確認を実施する。	1年に1回	放射線安全GM
6. 所要数のGM汚染サーベイメータが動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	放射線安全GM
7. 所要数の電離箱サーベイメータの機能確認を実施する。	1年に1回	放射線安全GM
8. 所要数の電離箱サーベイメータが動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	放射線安全GM
9. 所要数のZnSシンチレーションサーベイメータの機能確認を実施する。	1年に1回	放射線安全GM
10. 所要数のZnSシンチレーションサーベイメータが動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	放射線安全GM
11. 所要数の可搬型モニタリングポストの機能確認を実施する。	1年に1回	放射線安全GM
12. 所要数の可搬型モニタリングポストが動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	放射線安全GM
13. 所要数の小型船舶（海上モニタリング用）が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	放射線安全GM
14. 所要数の可搬型気象観測装置の機能確認を実施する。	1年に1回	放射線安全GM
15. 所要数の可搬型気象観測装置が動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	放射線安全GM
16. 所要数のモニタリングポスト用発電機の機能確認を実施する。	1年に1回	放射線安全GM
17. 所要数のモニタリングポスト用発電機が動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	放射線安全GM

(3) 要求される措置

条件	要求される措置	完了時間
A. 動作可能な監視測定設備が所要数を満足していない場合	A 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。	速やかに
	及び A 2. 当直長は、代替措置※3を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに

※3：代替品の補充等をいう。

表 6 6 - 1 6 緊急時対策所

6 6 - 1 6 - 1 緊急時対策所の居住性確保（対策本部）

(1) 運転上の制限

項目	運転上の制限
被ばく 低減設備	(1) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）陽圧化装置（空気ポンベ）による加圧系が動作可能であること※ ¹ (2) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）二酸化炭素吸収装置の所要数が動作可能であること (3) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型外気取入送風機及び可搬型陽圧化空調機による加圧系が動作可能であること※ ² (4) 差圧計（対策本部）、酸素濃度計（対策本部）及び二酸化炭素濃度計（対策本部）の所要数が動作可能であること
その他設備	可搬型エリアモニタ（対策本部）及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用乾電池内蔵型照明（ランタンタイプ）の所要数が動作可能であること

適用される 原子炉の状態	設 備	所要数※ ⁴
運 転 起 動 高温停止 炉心変更時※ ⁵ 又は 原子炉建屋原子炉 棟内で照射された 燃料に係る作業時	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）陽圧化装置（空気ポンベ）	1 2 3 本
	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）二酸化炭素吸収装置	1 台
運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型外気取入送風機	2 台
	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機	1 台
	差圧計（対策本部）	1 個
	酸素濃度計（対策本部）	1 個
	二酸化炭素濃度計（対策本部）	1 個
	可搬型エリアモニタ（対策本部）	1 台
	可搬型モニタリングポスト	※ ⁶
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用乾電池内蔵型照明（ランタンタイプ）	4 個	

※¹：陽圧化に必要なバウンダリ※³，弁及び配管を含む。

※²：陽圧化に必要なバウンダリ※³及びダクトを含む。

※³：バウンダリの一時的な開放については，速やかにバウンダリ機能を復旧できる状態に管理されていれば，運転上の制限を満足していないとはみなさない。

※⁴：5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）あたりの合計所要数。

※⁵：停止余裕確認後の同一水圧制御ユニットに属する制御棒1組又は1本の挿入・引抜を除く。

※⁶：「6 6 - 1 5 - 1 監視測定設備」において運転上の制限等を定める。

(2) 確認事項

項目	頻度	担当
1. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機の活性炭フィルタが使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	化学管理GM
2. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機の性能確認を実施する。	定事検停止時	原子炉GM
3. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機を起動し、動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル 設備管理GM
4. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型外気取入送風機の性能確認を実施する。	定事検停止時	原子炉GM
5. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型外気取入送風機を起動し、動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル 設備管理GM
6. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止及び炉心変更時 ^{※7} 又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）陽圧化装置（空気ポンプ）が規定圧力であることを確認する。	3ヶ月に1回	5号炉当直長
7. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）二酸化炭素吸収装置の性能が維持されていることを確認する。	定事検停止時	原子炉GM
8. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止及び炉心変更時 ^{※7} 又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）二酸化炭素吸収装置が動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	原子炉GM
9. 可搬型エリアモニタ（対策本部）の機能確認を実施する。	1年に1回	放射線安全GM
10. 可搬型エリアモニタ（対策本部）が動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	放射線安全GM
11. 酸素濃度計（対策本部）の計器校正を実施する。	1年に1回	発電GM
12. 酸素濃度計（対策本部）が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	発電GM
13. 二酸化炭素濃度計（対策本部）の計器校正を実施する。	1年に1回	発電GM
14. 二酸化炭素濃度計（対策本部）が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	発電GM
15. 差圧計（対策本部）が健全であることを確認する。	1年に1回	計測制御GM
16. 差圧計（対策本部）が使用可能であることを外観点検により確認する。	3ヶ月に1回	計測制御GM
17. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用乾電池内蔵型照明（ランタンタイプ）の点灯確認を行い、使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	放射線管理GM

※7：停止余裕確認後の同一水圧制御ユニットに属する制御棒1組又は1本の挿入・引抜を除く。

(3) 要求される措置

適用される 原子炉 の 状 態	条 件	要求される措置	完了時間
運 転 起 動 高温停止	A. 動作可能な可搬型エアモニタ（対策本部）が所要数を満足していない場合	A 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A 2. 当直長は、代替措置 ^{※9} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに 速やかに
	B. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型外気取入送風機及び可搬型陽圧化空調機による加圧系が動作不能の場合 又は 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）陽圧化装置（空気ポンペ）による加圧系が動作不能の場合	B 1. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。 又は B 2. 当直長は、代替措置 ^{※9} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する ^{※10} 。	10日間 10日間
	C. 動作可能な5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）二酸化炭素吸収装置、差圧計（対策本部）、酸素濃度計（対策本部）、二酸化炭素濃度計（対策本部）又は5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用乾電池内蔵型照明（ランタンタイプ）が所要数を満足していない場合	C 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 又は C 2. 当直長は、代替措置 ^{※9} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する ^{※10} 。	10日間 10日間
	D. 条件B又はCで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D 1. 当直長は、高温停止にする。 及び D 2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間 36時間

適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間
冷温停止燃料交換	A. 動作可能な可搬型エリアモニタ（対策本部）が所要数を満足していない場合	A 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A 2. 当直長は、代替措置 ^{※9} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに 速やかに
	B. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型外気取入送風機及び可搬型陽圧化空調機による加圧系が動作不能の場合	B 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び B 2. 当直長は、代替措置 ^{※9} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに 速やかに
	C. 動作可能な差圧計（対策本部）、酸素濃度計（対策本部）、二酸化炭素濃度計（対策本部）又は5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用乾電池内蔵型照明（ランタンタイプ）が所要数を満足していない場合	C 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び C 2. 当直長は、代替措置 ^{※9} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに 速やかに
炉心変更時 ^{※8} 又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時	A. 炉心変更時 ^{※8} 又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において要求される設備が、運転上の制限を満足していないと判断した場合	A 1. 当直長は、炉心変更を中止する。 及び A 2. 当直長は、原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに 速やかに

※8：停止余裕確認後の同一水圧制御ユニットに属する制御棒1組又は1本の挿入・引抜を除く。

※9：代替品の補充等をいう。

※10：10日間以内に代替措置が完了した場合、当該設備が復旧するまで運転上の制限の逸脱は継続するが、10日間を超えたとしても条件Dには移行しない。

66-16-2 緊急時対策所の居住性確保（待機場所）

(1) 運転上の制限

項目	運転上の制限
被ばく低減設備	(1) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）陽圧化装置（空気ポンペ）による加圧系が動作可能であること※ ¹ (2) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機による加圧系が動作可能であること※ ² (3) 差圧計（待機場所）、酸素濃度計（待機場所）及び二酸化炭素濃度計（待機場所）の所要数が動作可能であること
その他設備	可搬型エリアモニタ（待機場所）の所要数が動作可能であること

適用される原子炉の状態	設備	所要数※ ⁴
運転 起動 高温停止 炉心変更時※ ⁵ 又は 原子炉建屋原子炉棟 内で照射された燃料 に係る作業時	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）陽圧化装置（空気ポンペ）	1421本
運転 起動 高温停止 冷温停止 燃料交換	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機	2台
	差圧計（待機場所）	1個
	酸素濃度計（待機場所）	1個
	二酸化炭素濃度計（待機場所）	1個
	可搬型エリアモニタ（待機場所）	1台

※1：陽圧化に必要なバウンダリ※³，弁及び配管を含む。

※2：陽圧化に必要なバウンダリ※³及びダクトを含む。

※3：バウンダリの一時的な開放については，速やかにバウンダリ機能を復旧できる状態に管理されていれば，運転上の制限を満足していないとはみなさない。

※4：5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）あたりの合計所要数。

※5：停止余裕確認後の同一水圧制御ユニットに属する制御棒1組又は1本の挿入・引抜を除く。

(2) 確認事項

項 目	頻 度	担 当
1. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機の活性炭フィルタが使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	化学管理GM
2. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機の性能確認を実施する。	1年に1回	原子炉GM
3. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機を起動し、動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル 設備管理GM
4. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止及び炉心変更時 ^{※6} 又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）陽圧化装置（空気ポンペ）が規定圧力であることを確認する。	3ヶ月に1回	5号炉当直長
5. 可搬型エリアモニタ（待機場所）の機能確認を実施する。	1年に1回	放射線安全GM
6. 可搬型エリアモニタ（待機場所）が動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	放射線安全GM
7. 酸素濃度計（待機場所）の計器校正を実施する。	1年に1回	発電GM
8. 酸素濃度計（待機場所）が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	発電GM
9. 二酸化炭素濃度計（待機場所）の計器校正を実施する。	1年に1回	発電GM
10. 二酸化炭素濃度計（待機場所）が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	発電GM
11. 差圧計（待機場所）が健全であることを確認する。	1年に1回	計測制御GM
12. 差圧計（待機場所）が使用可能であることを外観点検により確認する。	3ヶ月に1回	計測制御GM

※6：停止余裕確認後の同一水圧制御ユニットに属する制御棒1組又は1本の挿入・引抜を除く。

(3) 要求される措置

適用される 原子炉 の状態	条 件	要求される措置	完了時間
運 転 起 動 高温停止	A. 動作可能な可搬型エリア モニタ（待機場所）が所 要数を満足していない場 合	A 1. 当直長は、当該設備を動作可能な 状態に復旧する措置を開始する。 及び A 2. 当直長は、代替措置 ^{※8} を検討し、 原子炉主任技術者の確認を得て実 施する措置を開始する。	速やかに 速やかに
	B. 5号炉原子炉建屋内緊急 時対策所（待機場所）可 搬型陽圧化空調機による 加圧系が動作不能の場合 又は 5号炉原子炉建屋内緊急 時対策所（待機場所）陽 圧化装置（空気ポンペ） による加圧系が動作不能 の場合	B 1. 当直長は、当該系統を動作可能な 状態に復旧する。 又は B 2. 当直長は、代替措置 ^{※8} を検討し、 原子炉主任技術者の確認を得て実 施する ^{※9} 。	10日間 10日間
	C. 動作可能な差圧計（待機 場所）、酸素濃度計（待機 場所）又は二酸化炭素濃 度計（待機場所）が所要 数を満足していない場合	C 1. 当直長は、当該設備を動作可能な 状態に復旧する。 又は C 2. 当直長は、代替措置 ^{※8} を検討し、 原子炉主任技術者の確認を得て実 施する ^{※9} 。	10日間 10日間
	D. 条件B又はCで要求され る措置を完了時間内に達 成できない場合	D 1. 当直長は、高温停止にする。 及び D 2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間 36時間

適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間
冷温停止燃料交換	A. 動作可能な可搬型エリアモニタ（待機場所）が所要数を満足していない場合	A 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A 2. 当直長は、代替措置 ^{※8} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに 速やかに
	B. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機による加圧系が動作不能の場合	B 1. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び B 2. 当直長は、代替措置 ^{※8} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに 速やかに
	C. 動作可能な差圧計（待機場所）、酸素濃度計（待機場所）又は二酸化炭素濃度計（待機場所）が所要数を満足していない場合	C 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び C 2. 当直長は、代替措置 ^{※8} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに 速やかに
炉心変更時 ^{※7} 又は 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時	A. 炉心変更時 ^{※7} 又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において要求される設備が、運転上の制限を満足していないと判断した場合	A 1. 当直長は、炉心変更を中止する。 及び A 2. 当直長は、原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに 速やかに

※7：停止余裕確認後の同一水圧制御ユニットに属する制御棒1組又は1本の挿入・引抜を除く。

※8：代替品の補充等をいう。

※9：10日間以内に代替措置が完了した場合、当該設備が復旧するまで運転上の制限の逸脱は継続するが、10日間を超えたとしても条件Dには移行しない。

66-16-3 緊急時対策所の代替電源設備

(1) 運転上の制限

項目	運転上の制限
緊急時対策所の代替電源設備	代替電源設備による電源系が動作可能であること

適用される 原子炉の状態	設備	所要数 ^{※1}
運 転 起 動 高温停止 低温停止 燃料交換	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備	2台
	可搬ケーブル	2セット ^{※2}
	交流分電盤	3台
	負荷変圧器	1台
	燃料補給設備	※3

※1：5号炉原子炉建屋内緊急時対策所あたりの合計所要数。

※2：2セットとは、1相分1本の3相分3本を1セット及び1相分2本の3相分6本を1セットをいう。

※3：「66-12-7 燃料補給設備」において運転上の制限等を定める。

(2) 確認事項

項目	頻度	担当
1. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備を起動し、運転状態（電圧等）に異常のないことを確認する。	2年に1回	電気機器GM
2. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の発電機を起動し、動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル 設備管理GM
3. 負荷変圧器が使用可能であることを外観点検にて確認する。	1ヶ月に1回	電気機器GM
4. 交流分電盤が使用可能であることを外観点検にて確認する。	1ヶ月に1回	電気機器GM
5. 可搬ケーブルが使用可能であることを外観点検にて確認する。	3ヶ月に1回	モバイル 設備管理GM

(3) 要求される措置

適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間
運転起動 高温停止	A. 代替電源設備による電源系が動作不能の場合	A 1. 当直長は、代替措置※ ⁴ を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する※ ⁵ 。 又は A 2. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	10日間 10日間
	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 当直長は、高温停止にする。 及び B 2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間 36時間
冷温停止 燃料交換	A. 代替電源設備による電源系が動作不能の場合	A 1. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A 2. 当直長は、代替措置※ ⁴ を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに 速やかに

※4：代替品の補充をいう。

※5：10日間以内に代替措置が完了した場合、当該設備が復旧するまで運転上の制限の逸脱は継続するが、10日間を超えたとしても条件Bには移行しない。

表 6 6 - 1 7 通信連絡を行うために必要な設備

6 6 - 1 7 - 1 通信連絡設備

(1) 運転上の制限

項 目	運転上の制限
通信連絡設備	(1) 緊急時対策支援システム伝送装置及びデータ伝送装置が動作可能であること (2) 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備 (テレビ会議システム, IP-電話機及び IP-FAX) が動作可能であること (3) SPDS 表示装置, 衛星電話設備 (常設), 衛星電話設備 (可搬型), 無線連絡設備 (常設), 無線連絡設備 (可搬型), 携帯型音声呼出電話機及び 5 号炉屋外緊急連絡用インターフォンの所要数が動作可能であること

適用される原子炉の状態	設 備		所要数	
運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部)	安全パラメータ表示システム (SPDS)	緊急時対策支援システム伝送装置 ^{※1}	1 式 ^{※2}
			SPDS 表示装置	1 台 ^{※2}
		統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備	テレビ会議システム	1 台 ^{※3}
			IP-電話機	6 台 ^{※3}
			IP-FAX	2 台 ^{※3}
		衛星電話設備 (常設)	5 台	
		衛星電話設備 (可搬型)	4 台	
		無線連絡設備 (常設)	4 台	
		無線連絡設備 (可搬型)	2 9 台	
		携帯型音声呼出電話機	2 台	
	5 号炉屋外緊急連絡用インターフォン	2 台 ^{※4}		
	7 号炉プロセス計算機室	安全パラメータ表示システム (SPDS)	データ伝送装置	1 式 ^{※2}
	7 号炉中央制御室	衛星電話設備 (常設)	1 台	
		無線連絡設備 (常設)	1 台	
携帯型音声呼出電話機		3 台		
5 号炉中央制御室	5 号炉屋外緊急連絡用インターフォン		2 台 ^{※4}	
5 号炉原子炉建屋屋外	5 号炉屋外緊急連絡用インターフォン		6 台 ^{※4}	

※ 1 : データ伝送設備を含む。

※ 2 : 緊急時対策支援システム伝送装置及びデータ伝送装置については, A 系又は B 系のいずれかにより所内は有線系又は無線系回線, 所外は有線系又は衛星系回線で伝送可能であることをいう。

※ 3 : 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備については, テレビ会議システム, IP-電話機又は IP-FAX のいずれかにより有線系又は衛星系回線で所外へ通信可能であることをいう。

※ 4 : 5 号炉屋外緊急連絡用インターフォンについては, A 系又は B 系のいずれかが動作可能であることをいう。

(2) 確認事項

項目	頻度	担当
1. 緊急時対策支援システム伝送装置, データ伝送装置及びSPDS表示装置の伝送機能を確認する。また, データの記録機能を確認する。	1ヶ月に1回	計測制御GM
2. 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備(テレビ会議システム, IP-電話機及びIP-FAX)の通話及び通信機能を確認する。	1ヶ月に1回	電子通信GM
3. 衛星電話設備(常設)の通話機能を確認する。	1ヶ月に1回	電子通信GM
4. 衛星電話設備(可搬型)の通話機能を確認する。	3ヶ月に1回	電子通信GM
5. 無線連絡設備(常設)の通話機能を確認する。	1ヶ月に1回	電子通信GM
6. 無線連絡設備(可搬型)の通話機能を確認する。	3ヶ月に1回	電子通信GM
7. 携帯型音声呼出電話機の通話確認を実施する。	3ヶ月に1回	(7号炉中央制御室) 発電GM (緊急時対策所) 電子通信GM
8. 5号炉屋外緊急連絡用インターフォンの通話機能を確認する。	1ヶ月に1回	電気機器GM

(3) 要求される措置

適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間
運転起動 高温停止	A. 緊急時対策支援システム伝送装置 ^{※5} 又はデータ伝送装置 ^{※5} が動作不能である場合	A 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 又は A 2. 当直長は、代替措置 ^{※8} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する ^{※9} 。	10日間 ^{※13} 10日間
	B. 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備 ^{※6} が動作不能の場合	B 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 又は B 2. 当直長は、代替措置 ^{※10} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する ^{※9} 。	10日間 ^{※13} 10日間
	C. SPDS 表示装置 ^{※5} が動作不能の場合	C 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 又は C 2. 当直長は、代替措置 ^{※11} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する ^{※9} 。	10日間 10日間
	D. 動作可能な衛星電話設備（常設） ^{※7} 、衛星電話設備（可搬型） ^{※7} 、無線連絡設備（常設） ^{※7} 、無線連絡設備（可搬型） ^{※7} 、携帯型音声呼出電話機 ^{※7} 又は5号炉屋外緊急連絡用インターフォン ^{※7} が所要数を満足していない場合	D 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 又は D 2. 当直長は、代替措置 ^{※12} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する ^{※9} 。	10日間 ^{※13} 10日間
	E. 条件AからDで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E 1. 当直長は、高温停止にする。 及び E 2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間 36時間

適用される 原子炉 の 状 態	条 件	要求される措置	完了時間
冷温停止 燃料交換	A. 緊急時対策支援システム伝送装置 ^{※5} 又はデータ伝送装置 ^{※5} が動作不能である場合	A 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A 2. 当直長は、代替措置 ^{※8} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに ^{※13} 速やかに
	B. 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備 ^{※6} が動作不能の場合	B 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び B 2. 当直長は、代替措置 ^{※10} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに ^{※13} 速やかに
	C. SPDS 表示装置 ^{※5} が動作不能の場合	C 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び C 2. 当直長は、代替措置 ^{※11} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに 速やかに
	D. 動作可能な、衛星電話設備（常設） ^{※7} 、衛星電話設備（可搬型） ^{※7} 、無線連絡設備（常設） ^{※7} 、無線連絡設備（可搬型） ^{※7} 、携帯型音声呼出電話機 ^{※7} 又は5号炉屋外緊急連絡用インターフォン ^{※7} が所要数を満足していない場合	D 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び D 2. 当直長は、代替措置 ^{※12} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに ^{※13} 速やかに

- ※5：サーバー切替等による一時的なデータ伝送停止は、運転上の制限を満足していないとはみなさない。
また、所要の確認対象パラメータを記録し、連絡する要員を確保することを条件に行う計画的な保全作業及び機能試験による停止時（他の事業者等が所掌する設備の点検及び試験に伴うデータ伝送停止を含む。）は、運転上の制限を満足していないとはみなさない。
- ※6：衛星電話設備（常設）等による通信手段を確保することを条件に行う計画的な保全作業及び機能試験による停止時（他の事業者等が所掌する設備の点検及び試験に伴う停止を含む。）は、運転上の制限を満足していないとはみなさない。
- ※7：連絡要員の追加や、同種の通信機器の追加又は他種の通信機器等による通信手段を確保することを条件に行う計画的な保全作業及び機能試験による停止時（他の事業者等が所掌する設備の点検及び試験に伴う停止を含む。）は、運転上の制限を満足していないとはみなさない。
- ※8：緊急時対策支援システム伝送装置及びデータ伝送装置の代替措置は、所要の確認対象パラメータを記録し、連絡する要員を確保すること等をいう。
- ※9：10日間以内に代替措置が完了した場合、当該設備が復旧するまで運転上の制限は継続するが、10日間を超えたとしても条件Eには移行しない。
- ※10：統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備の代替措置は、通信機器の補充等をいう。
- ※11：SPDS表示装置の代替措置は、連絡要員の追加や、同種の通信機器の追加又は他種の通信機器による通信手段の確保及びあらかじめ記録対象パラメータを定め、記録要員を確保すること等をいう。
- ※12：連絡要員の追加や、同種の通信機器の追加又は他種の通信機器による通信手段の確保による措置をいう。
- ※13：緊急時対策支援システム伝送装置、衛星電話設備（常設）、衛星電話設備（可搬型）及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム、IP-電話機及びIP-FAX）については、原子炉設置者所掌外の設備（通信衛星等の他の事業者等が所掌する設備）の故障等により運転上の制限を逸脱した場合において、当該要求される措置に対する完了時間を除外する。

表 6 6 - 1 8 アクセスルートの確保

6 6 - 1 8 - 1 ホイールローダ

(1) 運転上の制限

項目	運転上の制限
ホイールローダ	所要数が動作可能であること

適用される原子炉の状態	設備	所要数
運転 起動 高温停止 低温停止 燃料交換	ホイールローダ	4台 ^{※1}

※1：ホイールローダは、荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所に分散配置されていること。

(2) 確認事項

項目	頻度	担当
1. ホイールローダについて、所要数が動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル 設備管理GM

(3) 要求される措置

適用される 原子炉 の状態	条件	要求される措置	完了時間
運 転 起 動 高温停止	A. 動作可能なホイールローダが所要数を満足していない場合	A 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 又は A 2. 当直長は、代替措置※ ² を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する※ ³ 。	10日間 10日間
	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 当直長は、高温停止にする。 及び B 2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間 36時間
冷温停止 燃料交換	A. 動作可能なホイールローダが所要数を満足していない場合	A 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A 2. 当直長は、代替措置※ ² を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに 速やかに

※²：代替品の補充等をいう。

※³：10日間以内に代替措置が完了した場合、当該設備が復旧するまで運転上の制限の逸脱は継続するが、10日間を超えたとしても条件Bには移行しない。

表 6 6 - 1 9 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)

6 6 - 1 9 - 1 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)

(1) 運転上の制限

項 目	運転上の制限
可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の所要数が動作可能であること※1

適用される 原子炉の状態	設 備	所要数
運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換※2 使用済燃料プールに照射された燃料を 貯蔵している期間	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	8 台※3

※1：動作可能とは、可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 及びホースにより送水できることをいう。
可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) を使用する各系統の必要数は以下のとおり。

- ・ 6 6 - 4 - 2 低圧代替注水系 (可搬型) 4 台×2
- ・ 6 6 - 5 - 1 格納容器圧力逃がし装置 4 台
- ・ 6 6 - 6 - 2 代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) 4 台×2
- ・ 6 6 - 7 - 2 格納容器下部注水系 (可搬型) 4 台×2
- ・ 6 6 - 9 - 1 燃料プール代替注水系 4 台×2
- ・ 6 6 - 1 1 - 2 復水貯蔵槽への移送設備 4 台×2

※2：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。

- (1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合
- (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合

※3：可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) は、荒浜側高台保管場所、大湊側高台保管場所及び5号炉東側第二保管場所に分散配置されていること。

(2) 確認事項

項 目	頻 度	担 当
1. 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の性能確認を実施し、以下の3項目を全て満足することを確認する。 (1) 吐出圧力が1.29MPa[gage]以上、流量が147m ³ /h/台以上。 (2) 吐出圧力が1.63MPa[gage]以上、流量が120m ³ /h/台以上。 (3) 吐出圧力が1.67MPa[gage]以上、流量が90m ³ /h/台以上。	1年に1回	タービンGM
2. 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) が動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル 設備管理GM

(3) 要求される措置

適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間	
運転起動 高温停止	A. 動作可能な可搬型代替注水ポンプ(A-2級)が8台未満の場合(4台以上が動作可能)	A1. 当直長は、残りの可搬型代替注水ポンプ(A-2級)が動作可能であることを確認する。 及び A2. 当直長は、残留熱除去系1系列及び非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備 ^{*4} が動作可能であることを確認する。 及び A3. 当直長は、代替措置 ^{*5} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 及び A4. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。	速やかに 速やかに 10日間 30日間	
	B. 動作可能な可搬型代替注水ポンプ(A-2級)が4台未満の場合	B1. 当直長は、低圧代替注水系(可搬型)、格納容器圧力逃がし装置、代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)、格納容器下部注水系(可搬型)及び復水貯蔵槽への移送設備を動作不能とみなす。 及び B2. 当直長は、非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備 ^{*4} が動作可能であることを確認する。 及び B3. 当直長は、代替措置 ^{*5} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 及び B4. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。	速やかに 速やかに 3日間 10日間	
	C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 当直長は、高温停止にする。 及び C2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間 36時間	
	冷温停止 燃料交換 ^{*6}	A. 動作可能な可搬型代替注水ポンプ(A-2級)が8台未満の場合(4台以上が動作可能)	A1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び	速やかに
			A2. 当直長は、第60条で要求される非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備 ^{*7} が動作可能であることを確認する。 及び	速やかに
			A3. 当直長は、代替措置 ^{*5} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに

	B. 動作可能な可搬型代替注水ポンプ（A-2級）が4台未満の場合	<p>B 1. 当直長は、低圧代替注水系（可搬型）、復水貯蔵槽への移送設備を動作不能とみなす。</p> <p>及び</p> <p>B 2. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。</p> <p>及び</p> <p>B 3. 当直長は、第60条で要求される非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備^{※7}が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>B 4. 当直長は、代替措置^{※5}を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。</p>	<p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>速やかに</p>
使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	A. 動作可能な可搬型代替注水ポンプ（A-2級）が8台未満の場合	<p>A 1. 当直長は、燃料プール代替注水系を動作不能とみなす。</p> <p>及び</p> <p>A 2. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。</p> <p>及び</p> <p>A 3. 当直長は、代替措置^{※5}を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。</p>	<p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>速やかに</p>

※4：残りの非常用ディーゼル発電機2台、原子炉補機冷却水系3系列及び原子炉補機冷却海水系3系列をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

※5：代替品の補充等をいう。

※6：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。

（1）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合

（2）原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合

※7：動作可能であることを確認する機器に必要な原子炉補機冷却水系1系列及び原子炉補機冷却海水系1系列をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

5.3 制御室外停止機能（低温停止）の LCO について

技術基準規則（解釈）において、中央制御室以外の場所から原子炉を停止し、かつ、安全な状態に維持することができる装置について、高温停止に加え「引き続き低温停止できる機能を有した装置であること」との要求が明確化（別紙－1）されたことに係る保安規定への反映として、以下に整理する。

5.3.1 技術基準規則で要求される「安全な状態を維持することができる装置」の解釈

技術基準規則の解釈では、「中央制御室以外の場所から発電用原子炉を高温停止でき、引き続き低温停止できる機能を有した装置である。」としており、当該装置は、中央制御室外原子炉停止盤（以下、RS 盤という。）及びその関連設備として、中央制御室以外の場所から低温停止までの移行操作に必要な設備全般を指すものと解釈する。

5.3.2 これまでの保安規定上の扱い

RS 盤の要求は、米国 STS 「遠隔停止系は制御室外の適切な場所でプラントを直ちに停止させ、モード 3 の安全な状態を維持する機能を有する機能を設置すること。」を参考に定めている。この遠隔停止系の要求は米国 STS の計装で整理されており、保安規定でも計測制御系の条文で RS 盤として整理しているが、中央制御室外操作のすべてが遠隔制御系である必要は無い。

また、安全設計審査指針の「適切な手順を用いて原子炉を引き続き低温停止できること」の要求に対しては、高温停止後に、適切な現場操作（操作手順）を用いて「低温停止」に移行することが出来れば良いと解釈でき、

◆保安規定 第 2 7 条*¹にて高温停止への移行を担保

◆保安規定 第 1 4 条*²にて「低温停止」への移行を担保

して低温停止までの移行を担保してきた。

* 1 : 第 2 7 条「計測及び制御設備」

* 2 : 第 1 4 条「マニュアルの作成」

5.3.3 今後の保安規定上の扱い

技術基準規則（解釈）において、低温停止できる機能を有することが明示されたことから、従前どおり「低温停止」を手順のみで担保するだけでなく、設備に対する運転上の制限として「低温停止」のための装置を要求することとする。

(1) 適用される原子炉の状態と必要な操作器及び監視計器について

適用される原子炉の状態は、低温停止に移行し維持することが必要となる状態として、運転、起動及び高温停止とする。これらの原子炉の状態において、運転

上の制限を逸脱した場合の要求される措置により、安全な低温停止状態に移行することが可能である。

必要な操作器及び監視計器については、現行の保安規定第27条の運転上の制限に倣い、低温停止への移行操作時に必要な主要機器の操作器（操作頻度が高いもの又は操作が時間的に急を要するもの）及び必要最低限のパラメータ*の監視計器を選定する。（別紙-2）

なお、選定した操作器及び監視計器について、必ずしもRS盤内で整理することが求められているものではなく、中央制御室以外の、例えば現地盤にしか操作器又は監視計器がない場合、この現地盤の操作器又は監視計器について運転上の制限を定めて管理する。

※必要最低限のパラメータとは、以下のパラメータを指す。

- 制御対象となるパラメータ（例：原子炉水位をL3～L8に制御する）
- 機器の運転点設定のために必要なパラメータ（例：残留熱除去系のS/P冷却モード運転時に残留熱除去系系統流量を規定流量に調整する）

(2) 保安規定での管理方法

中央制御室以外からの原子炉停止操作手順については、高温停止移行から低温停止移行・維持に係る操作を、引き続き保安規定第14条にて担保する。

高温停止及び低温停止への移行・維持機能の担保としては、保安規定第27条の中央制御室外原子炉停止装置として整理できる場合は、その中で適用される原子炉の状態の拡大、適用機器の操作器及び必要な監視計器を追加することとする。

なお、中央制御室以外からの低温停止への移行・維持機能として、現地盤の操作器及び監視計器を運転上の制限を定めて管理する場合には、現地盤であることを明確化したうえで保安規定第27条に追加することとする。

以 上

技術基準規則等の要求事項

【技術基準規則】

	技術基準規則	技術基準規則の解釈	備考
第38条 原子炉制御室等	4 発電用原子炉施設には、火災その他の異常な状態により原子炉制御室が使用できない場合に、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉の運転を停止し、かつ、安全な状態に維持することができる装置を施設しなければならない。	9 第4項に規定する「原子炉制御室以外の場所」とは、原子炉制御室を構成する区画壁の外であって原子炉制御室退避の原因となった居住性の悪化の影響が及ぶ恐れがない程度に隔離された場所をいい、「安全な状態に維持することができる装置」とは、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉を高温停止でき、 <u>引き続き低温停止できる機能を有した装置であること。</u>	新たな追加要求事項ではない 【低温停止機能要求の明確化】 従来からの要求事項である安全設計審査指針では「適切な手順を用いて原子炉を引き続き低温停止できること」と要求している（下表参照）。

*装置：「ある特定の機能を達成するにあたって必要となる一連の設備群」との意味合いより、RS盤及びその関連設備を指す。

【安全設計審査指針】

	安全設計審査指針
機能の制御指針 原子炉4 炉外2 停止から	原子炉施設は、制御室外の適切な場所から原子炉を停止することができるように、次の機能を有する設計であること。 (1) 原子炉施設を安全な状態に維持するために、必要な計測制御を含め、原子炉の急速な高温停止ができること。 (2) 適切な手順を用いて原子炉を引き続き低温停止できること。

(ABWR) 低温停止移行操作と運転上の制限の設定例

操作項目	必要な補機（操作器）	必要な監視計器	原子炉の状態
高圧炉心注水系の起動 原子炉水位を回復させるために高圧炉心注水系ポンプを起動して原子炉に注水する。	・高圧炉心注水系ポンプ (高圧炉心注水系制御)	・原子炉水位 ・原子炉圧力 ・高圧炉心注水系流量 ・復水貯蔵槽水位 ・サブレッションプール水位	<ul style="list-style-type: none"> ・ 運転 ・ 起動 ・ 高温停止
主蒸気逃がし安全弁開操作による原子炉減圧 主蒸気逃がし安全弁を手動による開操作を行うことにより原子炉を減圧する。	・主蒸気逃がし安全弁 (主蒸気逃がし安全弁制御)	・原子炉圧力 ・原子炉水位 ・高圧炉心注水系流量	
残留熱除去系（S/P冷却モード）の起動 主蒸気逃がし安全弁を開操作することにより崩壊熱をS/Pへ逃すことから、残留熱除去系（S/P冷却モード）を起動し、S/P水を冷却する。	・残留熱除去系ポンプ (残留熱除去系制御) ・原子炉補機冷却水ポンプ (原子炉補機冷却水制御) ・原子炉補機冷却海水ポンプ (原子炉補機冷却海水制御)	・サブレッションプール水温度 ・残留熱除去系流量 ・原子炉補機冷却水系流量	
残留熱除去系（S/Cスプレイモード）の起動 残留熱除去系（S/Cスプレイモード）を起動し、S/C（空間部）を冷却する。	・残留熱除去系ポンプ (残留熱除去系制御) ・原子炉補機冷却水ポンプ (原子炉補機冷却水制御) ・原子炉補機冷却海水ポンプ (原子炉補機冷却海水制御)	・残留熱除去系流量 ・原子炉補機冷却水系流量	
残留熱除去系（停止時冷却モード）の起動 原子炉圧力が〇〇MPa[gage]以下に低下すれば、残留熱除去系（停止時冷却モード）を起動し、原子炉を冷却する。	・残留熱除去系ポンプ (残留熱除去系制御) ・原子炉補機冷却水ポンプ (原子炉補機冷却水制御) ・原子炉補機冷却海水ポンプ (原子炉補機冷却海水制御)	・原子炉圧力 ・残留熱除去系流量 ・RHR熱交換器入口温度 ・原子炉補機冷却水系流量	

アンダーラインの機器：

低温停止機能に必要な操作器、監視計器として新たに運転上の制限の対象機器とするもの。